

第5回 もんじゅ安全性総合評価検討委員会 議事次第

1. 開催日時：平成 25 年 4 月 29 日(月) 13:30～16:00
2. 開催場所：敦賀本部事務所 アトムプラザ2F アトムホール
3. 議事次第
 - 1)開会
機構挨拶
文部科学省挨拶
 - 2)第4回委員会の議事概要(案)
 - 3)議題
 - (1)コメント回答
 - ①全交流電源喪失時の1次 Ar ガス漏えいについて
 - (2)東京電力福島第一原子力発電所事故を踏まえた高速増殖炉の安全確保の考え方
 - ①高速炉の安全確保の考え方
 - ②新規制基準への適合性の考え方
 - 4)事務連絡事項
 - 5)閉会
閉会挨拶

以上

もんじゅ安全性総合評価検討委員会
第4回審議の議事概要（案）

平成24年12月27日

もんじゅ安全性総合評価検討委員会事務局

開催日時：平成24年12月25日（火）13：00～15：30

開催場所：敦賀本部事務所 アトムプラザ2F アトムホール

出席者：委員長 片岡 勲 大阪大学大学院 工学研究科 教授
委員 可児 吉男 東海大学 工学部 原子力工学科 教授
委員 竹田 敏一 福井大学附属国際原子力工学研究所 所長
委員 宮崎 則幸 京都大学 大学院 工学研究科 教授
以上4名（五十音順）

文部科学省 西條 正明 核燃料サイクル室長

原子力機構 廣井 博 理事・敦賀本部長代理
谷川 信吾 敦賀本部 本部長代理
近藤 悟 高速増殖炉研究開発センター 所長
弟子丸 剛英 高速増殖炉研究開発センター 所長代理
中島 文明 高速増殖炉研究開発センター 副所長
池田 真輝典 高速増殖炉研究開発センター 副所長
宮川 明 高速増殖炉研究開発センター プラント管理部 次長
平山 尋盛 高速増殖炉研究開発センター 運営管理室 室長代理
飛田 吉春 次世代原子力システム研究開発部門
炉心安全評価グループ リーダ
鈴木 隆之 FBR プラント工学研究センター
プロジェクト推進室 室長代理

議事概要：

①第3回委員会の議事概要確認

原子力機構から、第3回委員会の議事概要について説明し、了承された。

②ワーキンググループ報告

原子力機構から、各ワーキンググループ*におけるこれまでの検討内容について説明した。

(*）シビアアクシデントWG（第5回：10月31日）

ストレステストWG（第7回：10月31日）

委員より、「SBO条件でのNa漏えいが発生した場合の炉心冷却について」の委員意見について、「SBO時の」とあるが、正確には「SBO時に1次冷却材漏えいが仮に起こった場合の」とすべきとのコメントがあった。

③コメント回答

原子力機構から、第3回委員会におけるコメントについて回答した。

委員からは、主として以下の意見が出された。

- ・空気冷却器送風機の起動失敗は、インタロックの関係も含めてLUHS(最終ヒートシンク喪失)になっていることを確認した。
- ・SBO(全交流電源喪失)時の1次冷却材漏えいに対して、その対応操作について理解した。

さらに、委員からは以下の質問がなされ、これらについて回答し、了解された。

- ・メンテナンス冷却系の起動時間について
- ・ナトリウム火災時の系統分離性について

④東京電力福島第一原子力発電所事故を考慮した「もんじゅ」の安全性に関する総合評価について

原子力機構から、東京電力福島第一原子力発電所事故を考慮した「もんじゅ」の安全性に関する総合評価について説明した。また、JAEA レポートとしてまとめ、公表していくことを説明した

委員からは、主として以下の意見が出された。

- ・SBO時の原子炉に対する評価において、自然循環冷却のための現場操作ルートの確保が重要である。
- ・どういう情報を得て、最終的に誰が判断するかが重要。そのための訓練も必要である。
- ・説明のあった空気冷却器のインタロック等が運転員に周知されていることが重要である。

さらに、委員からは以下の質問がなされ、これらについて回答し、了解された。

- ・訓練の実施状況について
- ・蓄電池の負荷を節約するような手順について
- ・EVSTの330kW制限について、今後の保安規定上の扱いについて

⑤まとめ

片岡委員長より以下の委員会としてのまとめがあった。

- ・地震・津波に対する耐力が大きく、全交流電源喪失等の対応のための時間余裕も十分にあること
- ・アクシデントマネジメントを地震後の環境も含めて検討されていること
- ・全交流電源喪失の状態でのナトリウム漏えいや蒸気発生器でのナトリウム・水反応の場合も残りのループで冷却できること

を確認した。

機構から示された範囲において安全性は確保されていると言える。また、緊急安全対策によって、安全性がより確実になっていることを確認した。今後も、安全性向上について機構は積極的に取り組んでほしい。

上記の委員長のまとめに対して、委員から異議は無かった。

追加として、ストレステストについては区切りをつけて、ストレステストの経験を活かし、安全に関するプラント特性に対する理解を踏まえ、PRA(Probabilistic Risk Assessment)を合理的にすすめ、常に安全性向上のための努力を続けていくことが必要の意見が委員からあった。

⑥今後の委員会について

原子力機構より、今後の委員会では、シビアアクシデント対応方策の整備等、安全性向上について審議頂くことを説明した。

以 上



コメント回答

平成25年4月29日

独立行政法人 日本原子力研究開発機構

No.	ご意見の趣旨	回	ご回答ページ
1	全交流電源喪失時の1次冷却系の漏えい時の液位確保、1次Arガス漏えい、隔離弁の作動について。	第3回 委員会	2

ご質問No.4: 全交流電源喪失の影響は、広範囲に及ぶ。「2次冷却材漏えい」、「蒸気発生器伝熱管からの水漏えい」以外にも、「1次主冷却系の漏えい時の原子炉容器液位確保」、「1次アルゴンガス漏えい」、「隔離弁の作動」などについて 検討を進めるべき。

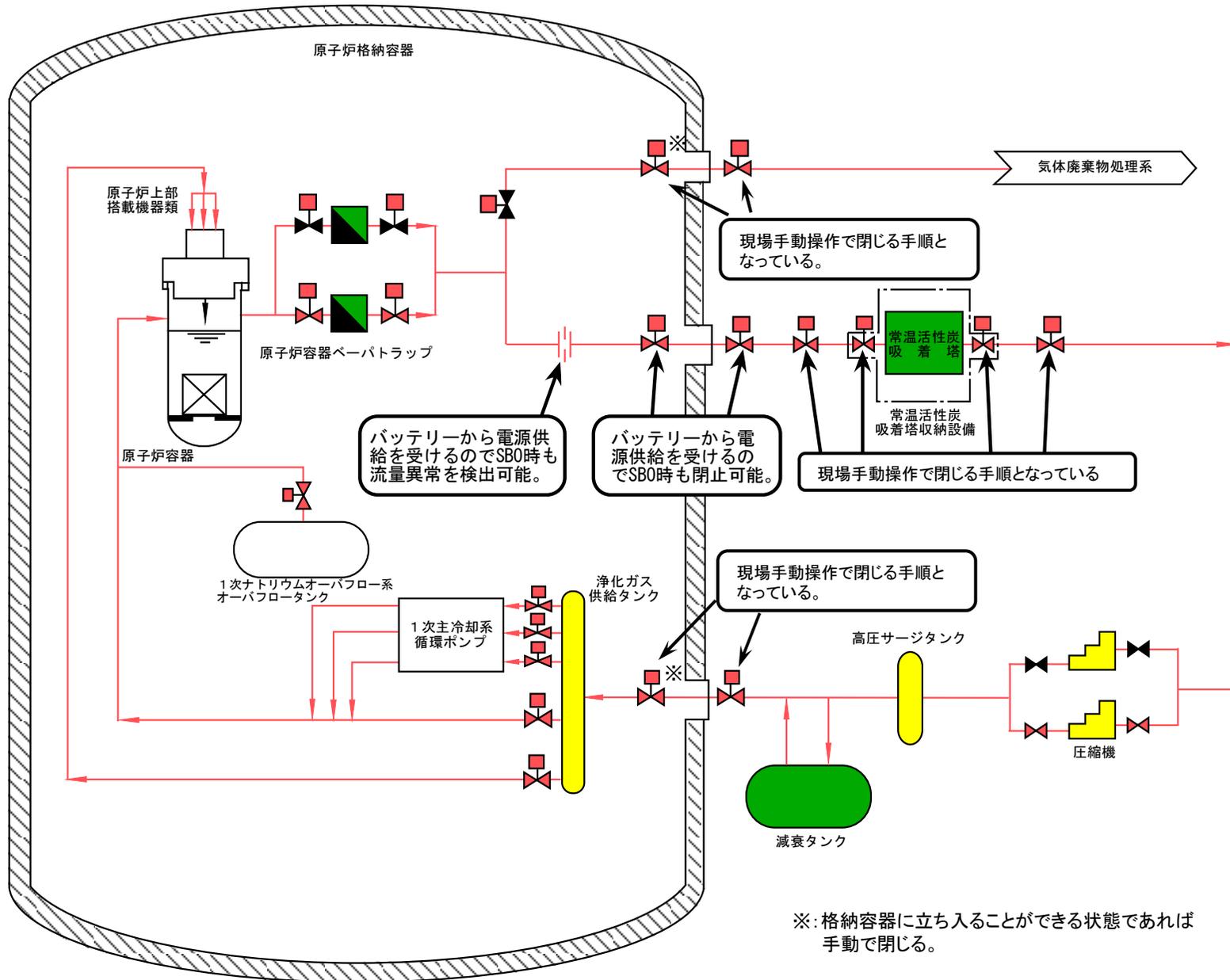
【ご回答No.4】

○ 1次アルゴンガス系は、原子炉容器等のナトリウム自由液面を覆うアルゴンガスの放射性ガスの浄化や減衰、圧力制御を行う系統である。アルゴンガスが大量に漏えいすると、流量計で流量の異常を検知し、自動的に隔離弁等を閉めて漏えいを抑制する。仮に全交流電源喪失状態で「1次アルゴンガス漏えい」が発生した場合にどのような影響を受けるか、調査した。

その結果、アルゴンガスの漏えいは、蓄電池から電源供給を受けて検出できるが、隔離弁の一部は、電源がないため閉まらない(図1参照)。しかしながら、これらの隔離弁は、手動操作で閉止する手順*になっていることから、全交流電源喪失状態でも漏えいを検知し、漏えい量を抑制できることを確認した。

なお、その他の「1次主冷却系の漏えい時の原子炉容器液位確保」、「隔離弁の作動」は、回答済み(第4回委員会 資料4-3・資料4-4)。

*: 例えば、モータの故障、等で閉止しない時に備えて、従来より、手動で閉止する手順になっていた。



1次アルゴンガス系設備系統説明図



東京電力福島第一原子力発電所事故を踏まえた
高速増殖炉の安全確保の考え方
(もんじゅ)

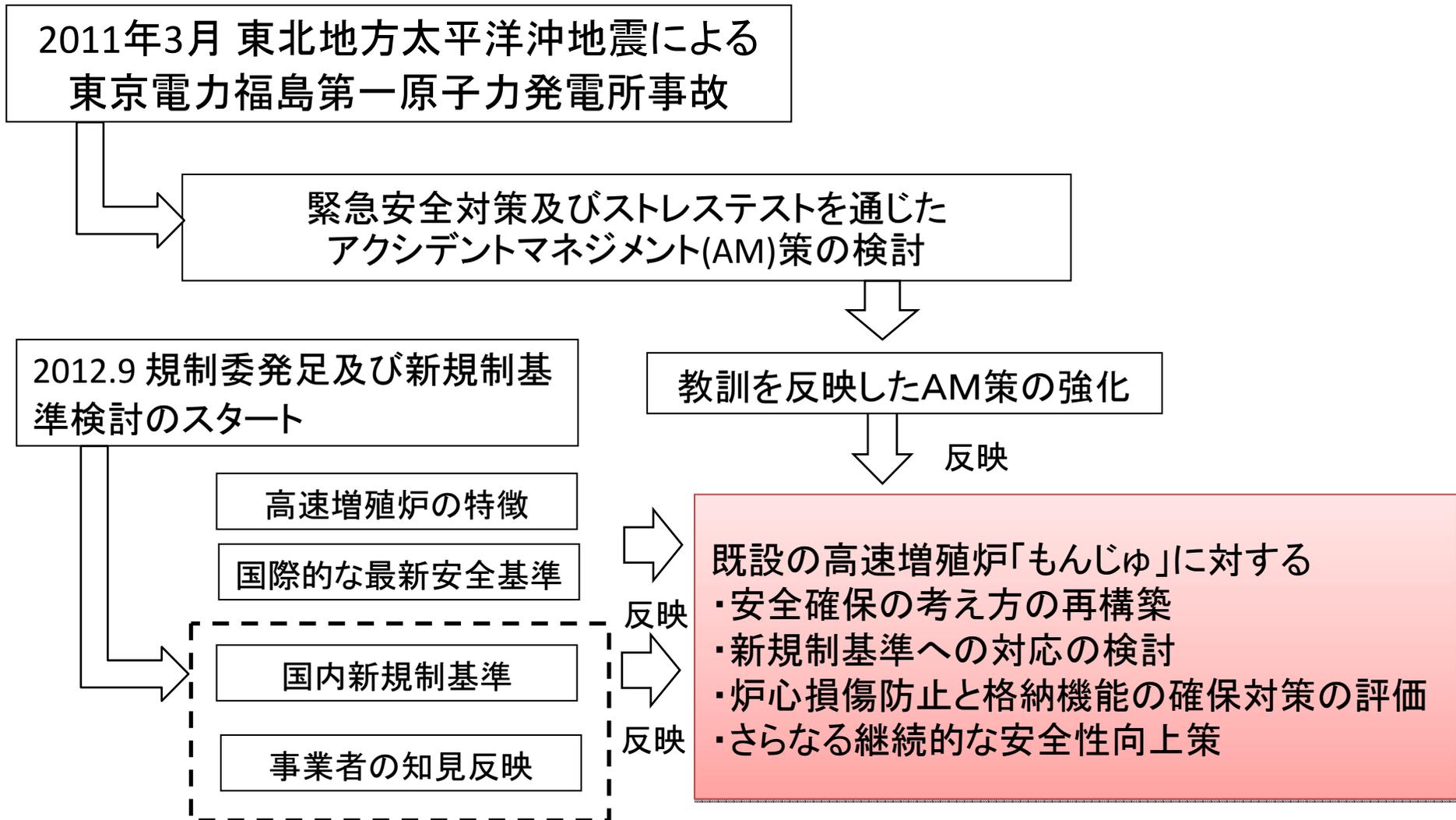
平成25年4月29日

独立行政法人 日本原子力研究開発機構

目 次

1. 背景
2. 高速増殖炉の安全確保の考え方
3. 新規制基準と対策の検討
4. 高速増殖炉の炉心損傷防止と格納機能の確保対策
5. 安全確保対策の継続的な改善
6. まとめ

1. 背景



2. 高速増殖炉の安全確保の考え方

東京電力福島第1発電所事故を踏まえ、高速増殖炉「もんじゅ」の安全確保の考え方を再構築

- (1) 事故教訓分析とアクシデントマネジメント策への反映
- (2) 高速増殖炉の特徴と安全対策へ反映
- (3) 事業者知見の反映
- (4) 高速増殖炉の安全確保の考え方と安全対策

2.高速増殖炉の安全確保の考え方

(1)緊急安全対策及びストレステストを通じた 事故教訓分析とアクシデントマネジメント(AM)策の強化

福島第一事故の教訓	教訓反映に関する点検結果と対策
教訓①: 想定を超える長時間にわたる全交流電源喪失が発生	ナトリウム冷却高速増速炉では、長時間にわたり全交流電源が喪失しても、冷却材流路が確保されれば自然循環により、炉心の崩壊熱を除去できることを確認した。しかしながら、一層の安全を確保するため、代替電源を準備した。
教訓②: 原子炉以外に大量の燃料が存在する施設に対する配慮が不十分	もんじゅには、原子炉以外に大量の燃料を貯蔵可能な施設として炉外燃料貯蔵槽及び燃料池がある。このことから、炉外燃料貯蔵槽及び燃料池に対するAM策を整備していることを確認した。
教訓③: 作業環境の悪化想定が不十分	緊急事態に対応するための要員確保、通信手段の多様化等、作業環境悪化に対する対策が講じられていることを確認した。

第2回 もんじゅ安全性総合評価検討委員会(平成23年12月27日)より

2.高速増殖炉の安全確保の考え方

(2)高速増殖炉の特徴と安全確保方策

- 高速炉は、一般的に、炉心及び冷却材特性等において、軽水炉と異なる物理的特性を有することから、それらを考慮したシビアアクシデント(SA)対策が重要。

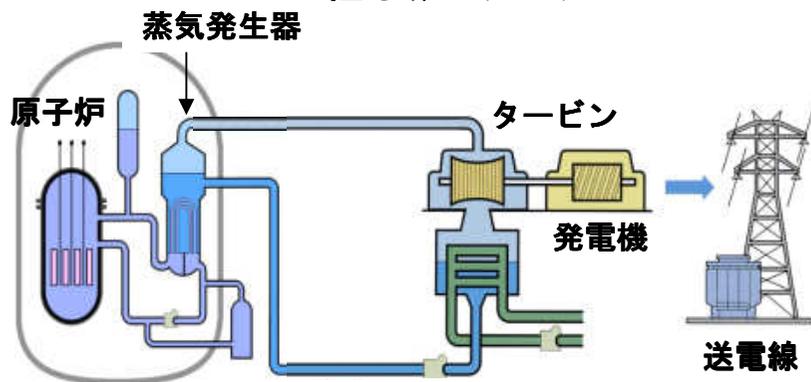
項目	軽水炉	高速炉
炉心特性	反応度:負	反応度:正 (ボイド反応度)等
冷却材特性	冷却材	水
	圧力	高い
	温度	約300℃
	自然循環性	小
	化学的活性度	低い
		ナトリウム
		低い
		約500℃
		大
		高い

高速炉の安全確保の方策

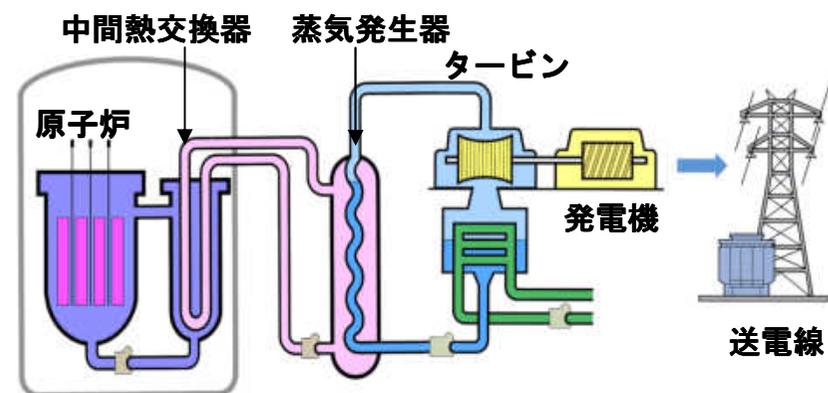
- 設計基準を超えても、炉心損傷の発生を防止
- 仮に炉心損傷を想定しても放射性物質を格納
- Naの特長を活かした自然循環による除熱
- 配管破損を想定しても、液位を確保(補給不要)
- ナトリウム燃焼、ナトリウム-水反応への考慮

SA対策

軽水炉 (PWR)



高速炉



2.高速増殖炉の安全確保の考え方

(3)福島第一事故の教訓を踏まえた安全確保の考え方

－事業者の知見の反映－

電気事業者(電事連)の安全確保の考え方(2013年1月21日)

東電の考え方(2013年1月21日)

福島第一事故の教訓	安全確保の考え方
想定を超える津波や電源喪失に対する防御が脆弱であった	あらゆることを想定してみて、頻度と影響を考慮した上で、対策を考える
設計ベースや従来のAM策で炉心損傷や格納容器破損が回避できず、特に炉心損傷後の対策が十分でなかった	深層防護を強化し、安全を確保する
結果として住民の避難及び周辺の土地汚染に至ってしまった	最終目標は住民の安全と周辺環境の保全
AM策等は計画、実施してきたが、改善は十分でなかった	安全確保対策は継続的に改善していく

福島第一事故の教訓(要約)	安全確保の考え方(要約)
外的事象に対する深層防護が不十分	外的事象を念頭に、深層防護各層の重要な機能に対して設計拡張状態(DEC)を設定
全交流電源喪失時に、高圧注水機能、減圧機能に困難があった	高圧注水機能・減圧機能を強化するため、設計ベース及び設計拡張状態(DEC)において全交流電源喪失(SBO)発生を仮定
・格納容器が過温破損し、放射性物質を放出 ・炉心損傷後の設計要求が無かった	格納容器と格納容器を防護するための設備について、第4層設備としての設計要件を明確化し、閉じ込め機能を強化



高速増殖炉は、軽水炉の安全確保の考え方に加えて、高速増殖炉特有の特性を踏まえた安全確保の考え方が必要

2.高速増殖炉の安全確保の考え方

(4)高速増殖炉の安全確保の考え方と安全対策

「もんじゅ」の安全確保に関する原子力機構の考え方(たたき台)

福島第一事故の教訓	安全確保の考え方
○想定を超える津波等の外的事象に対する防御が脆弱であった	地震・津波等の外的事象を想定し、頻度と影響を考慮した上で、高速増殖炉の特性を考慮して安全対策を強化する
○設計ベースや従来のAM策で電源喪失に対する炉心損傷や格納容器破損が回避できず、特に炉心損傷後の対策が十分でなかった	世界標準の考え方を取り入れるとともに、高速増殖炉の特性を考慮して、設計基準を超える深層防護の第4層の安全対策を強化する
○結果として住民の避難及び周辺の土地汚染に至った	第4層の格納機能の強化を図り、大規模な放射性物質の放出を防止して、住民と環境の安全を確保する
○AM策等は計画、実施してきたが、改善は十分でなかった	安全確保対策は継続的に改善していく



安全対策
○地震・津波等に対する裕度の確認と対策の強化
○第4層の安全機能強化1 設計基準を超える事故状態における著しい炉心損傷の防止 ・「止める」: 炉停止対策 ・「冷やす」: 除熱対策 { 電源喪失対策 { 除熱源喪失対策 } ・使用済み燃料冷却対策
○第4層の安全機能強化2 炉心損傷後の大規模な放射性物質の放出の防止 ・「閉じ込める」: 格納機能確保対策
○継続的安全性向上 ・確率論的なリスク評価手法によって継続的に安全性向上策を追及する

IAEAの深層防護定義

加えて、新規制基準に新たに加わる要件に対する検討

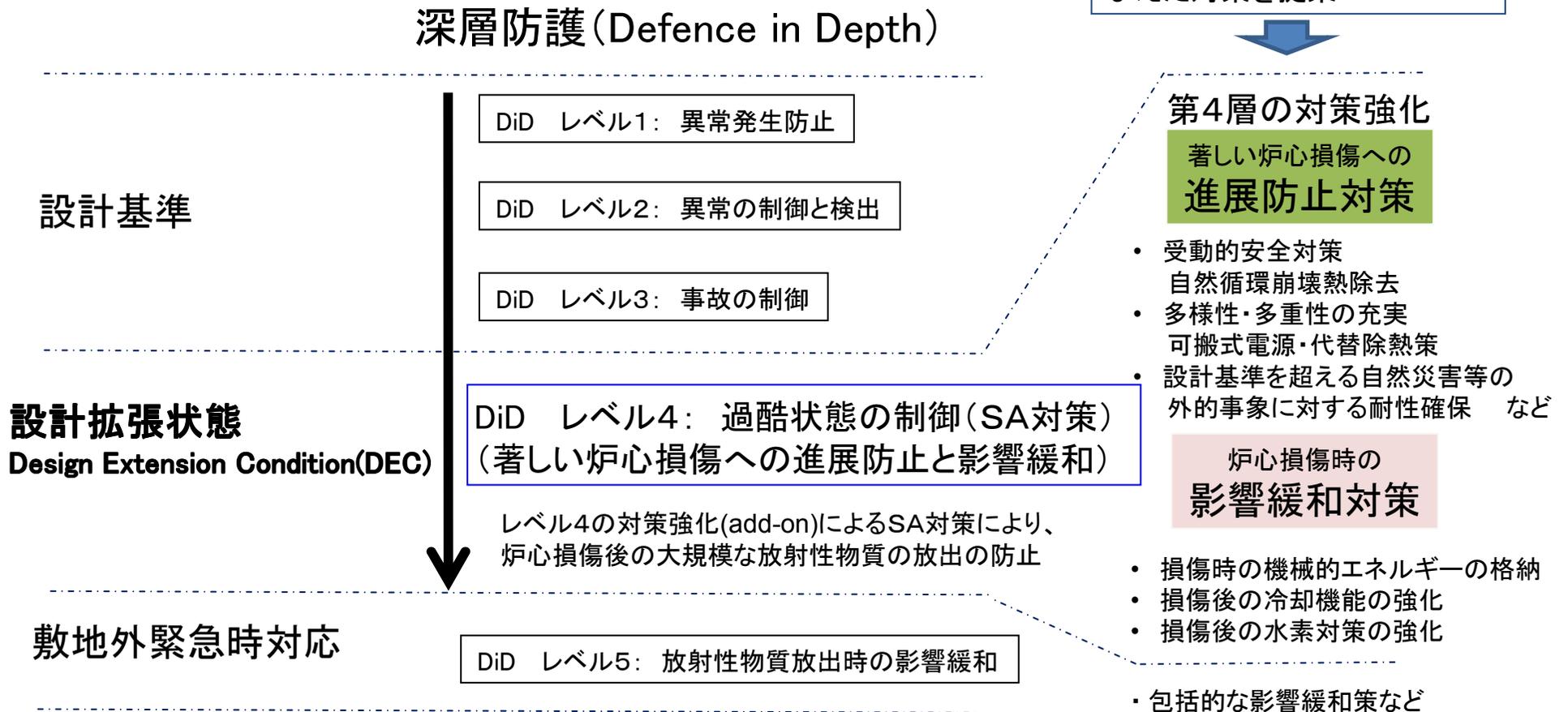
新規制基準の要件	対応
第5層の安全対策(大規模な放射性物質の放出が発生した場合の対策)拡散抑制対策	災害対策の観点から事業者として可能な影響緩和策を検討する
意図的人為事象対策(航空機衝突等)	包括的な影響緩和対策を検討する

2.高速増殖炉の安全確保の考え方

(4)-1 深層防護第4層の安全対策を強化

- 世界標準である国際原子力機関(IAEA)基準に基づく、深層防護(DiD)概念を重視
⇒ DiD第4レベルである「設計拡張状態」(DEC)に対する、従来の対策を強化

既設のナトリウム冷却高速炉である「もんじゅ」の特徴を踏まえた対策を提案



2.高速増殖炉の安全確保の考え方

(4)-2 これまでのシビアアクシデント対策への取り組み

- 1970年～1980年代、高速増殖炉開発各国は、設計基準を超えるシビアアクシデントとしての炉心損傷に関する研究開発を精力的に実施。
- 我が国では、1980年11月、当時の原子力安全委員会は「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」の中で、『「事故」より更に発生頻度は低い結果が重大であると想定される事象』(通称、(5)項事象)を設定。
- (5)項事象：技術的には起こるとは考えられない事象として、発生頻度が無視し得る程極めて低いが生炉心が大きな損傷に至るおそれがある事象を選定し(局所的燃料破損事象、1次主冷却系配管大口径破損事象、反応度抑制機能喪失事象等)、防止対策との関連において放射性物質の放散に対する障壁の抑制機能を評価
- 「もんじゅ」は、安全審査時に、(5)項事象として炉停止失敗事象等について評価を実施し、放射性物質の放散が適切に抑制できることを確認し、審査・認可済み。

	設計基準事象		設計基準外事象	
軽水炉	異常な過渡変化	事故	長時間SBO	その他のアクシデント マネジメント対象事象
高速炉 (もんじゅ)	異常な過渡変化	事故	長時間SBO (自然循環除熱可能)	(5)項事象 その他のアクシデント マネジメント対象事象

炉停止失敗事象等を想定しても放射性物質の放散を適切に抑制
(許認可審査済み)
進展速度が速く、運転員操作に期待できない原子炉停止失敗事象等

除熱に失敗し熱的損傷に至るが、進展速度が遅く運転員による対処が可能な事象
(今回、本委員会にて評価の現状を紹介)

これまでの本委員会にて説明済み

2.高速増殖炉の安全確保の考え方

(4)-3 幅広い外部事象の想定と対策の検討

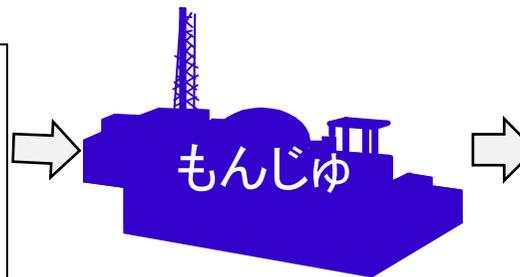
IAEA及びIPEEE※等の文献を参照した外部ハザードリストを作成して重要な検討対象を抽出し、事象の進展を評価するとともに、重要な安全機能の確保方策を検討する。

外部事象

自然災害

人為事象

(例)
・強風/多雨、多雪
・森林火災、生物、落雷
・地すべり、火山噴火
・航空機衝突 等



・事象進展評価
・重要安全機能分析
・安全機能確保対策

※IPEEE (Individual Plant Examination of External Events)
米国原子力規制委員会が事業者に要請した地震等の外部
事象を対象とした個別プラントごとのリスク評価

3. 新規制基準と対策の検討

- ・2012年9月、原子力規制委員会が発足し、新規制基準の検討が進められ、現在、「原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う関係規則の整備等に関する規則(案)等」に対する意見を募集中
- ・新規制基準の要点とそれらへ適合の観点からの検討状況

3.新規制基準と安全対策の検討

発電用軽水型原子炉施設に係る新安全基準骨子案

(原子力規制委員会検討チーム:H25.2.6)

<新安全基準策定の基本方針>

①深層防護の考え方の徹底

- ・目的達成に有効な複数の対策を用意し、かつ、それぞれの層の対策を考えると、他の層での対策を忘れ、当該の層だけで目的を達成する
- ・当該層より前段にある対策は突破されてしまうものと想定し、さらに、当該層より後段の対策があることに期待しない

②安全確保の基礎となる信頼性の強化

- ・火災防護対策の強化・徹底、内部溢水対策の導入、安全上特に重要な機器の強化

③自然現象等による共通原因故障に係る想定とそれに対する防護対策を大幅に引き上げ

- ・地震、津波の評価の厳格化、津波浸水対策の導入、多様性・独立性を十分に配慮

<従来の安全基準>

炉心損傷に至らない状態を想定した設計上の基準(設計基準)
(単一の機器の故障のみを想定等)

自然現象に対する考慮
火災に対する考慮
信頼性に対する考慮
電源の信頼性
冷却設備の性能
その他の設備の性能
耐震・耐津波性能

<新安全基準>

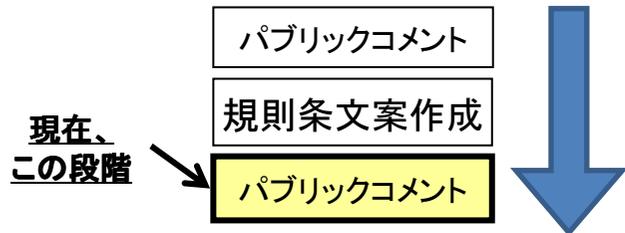
放射性物質の拡散抑制
意図的な航空機衝突への対応
格納容器破損防止対策
炉心損傷防止対策 (複数の機器の故障を想定)
自然現象に対する考慮
火災に対する考慮
信頼性に対する考慮
電源の信頼性
冷却設備の性能
その他の設備の性能
耐震・耐津波性能

新設
(シビアアクシデント対策)

強化

強化

7



公布・施行(7月)

高速増殖炉(もんじゅ)向け新規制基準

「もんじゅ」における対応

- 高速増殖炉(もんじゅ)の特徴を踏まえ、新規制基準への適合性を確認
 - ・ナトリウム使用
 - ・低圧系システム
 - ・高所立地 等
- 基準を踏まえたシビアアクシデント対策等(緊急時対策所など)の計画的実施

3.新規制基準と安全対策の検討

(1)新規制基準の要点と適合の観点からの検討(1/2)

シビアアクシデントに関する安全要求(要点) 等		対 策 (従来のアクシデントマネジメント策で対策済み)	
著しい炉心損傷の防止	止める	<ul style="list-style-type: none"> ・後備炉停止系(自動挿入) ・手動トリップ操作 ・制御棒保持電源しゃ断操作 ・駆動機構による挿入操作 	
	冷やす	原子炉停止後の除熱対策 (崩壊熱除去)	(損傷防止) <ul style="list-style-type: none"> ・自然循環(中制一括スイッチ) ・自然循環(現場操作) ・メンテナンス冷却系起動 ・蒸気発生器による除熱
		(液位確保)	<ul style="list-style-type: none"> ・冷却系サイフォンブレイク等
損傷時の格納機能の確保	冷やす	格納容器冷却(最終ヒートシンク/ヒートパス確保) (損傷後) <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉容器内における溶融燃料保持と冷却 ・大型格納容器の熱容量による吸熱と大気への自然放熱 	
	閉じ込める	圧力・温度破損防止対策 (損傷後) <ul style="list-style-type: none"> ・大型格納容器による昇温・昇圧の吸収 	
		格納容器の過圧破損防止対策 (ナトリウム燃焼による加圧破損防止) (損傷後) <ul style="list-style-type: none"> ・大型格納容器による昇温・昇圧の吸収 	
		水素爆発防止対策 (水素燃焼による過圧破損防止) <ul style="list-style-type: none"> ・床下窒素雰囲気による水素燃焼防止 ・床上水素燃焼評価 	
格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却対策 (デブリ-コンクリート/ナトリウム-コンクリート反応による破損防止) <ul style="list-style-type: none"> ・漏えいナトリウムによるデブリ冷却 ・コンクリート熱容量によるデブリ冷却 			

3.新規制基準と安全対策の検討

(1)新規制基準の要点と適合の観点からの検討(2/2)

シビアアクシデントに関する安全要求(要点)		対 策
そ の 他	原子炉建屋等の水素爆発対策	機能要求を満たす対策を検討
	使用済燃料の冷却対策	炉外燃料貯蔵槽の冷却対策(自然循環能力向上等)を検討
	計装対策	高温、ナトリウム環境下の高速炉の特性に適した方策を検討
	緊急時対策所	免震建屋等の要件を満たす対策を検討
	敷地外への放射性物質の放出抑制対策	頑健な建物の地階の窒素雰囲気のある部屋に原子炉/炉外燃料貯蔵槽を設置する高速炉の特性に適した方策を検討
	特定安全施設(意図的航空機衝突等テロ対策)	航空機衝突の評価方法等、軽水炉と平仄を合わせて検討
	緊急時制御室	高速炉の特性に適した方策を検討
	補給水・水源の確保	淡水、海水の水源を検討済み (第2回もんじゅ安全性総合評価検討委員会)
	シビアアクシデント対策の有効性評価	炉心損傷防止と格納機能確保対策について重要事故シーケンスを分析して再評価

3.新規制基準と安全対策の検討

新規制基準案に対して高速炉の特徴を
踏まえた検討が必要(例)

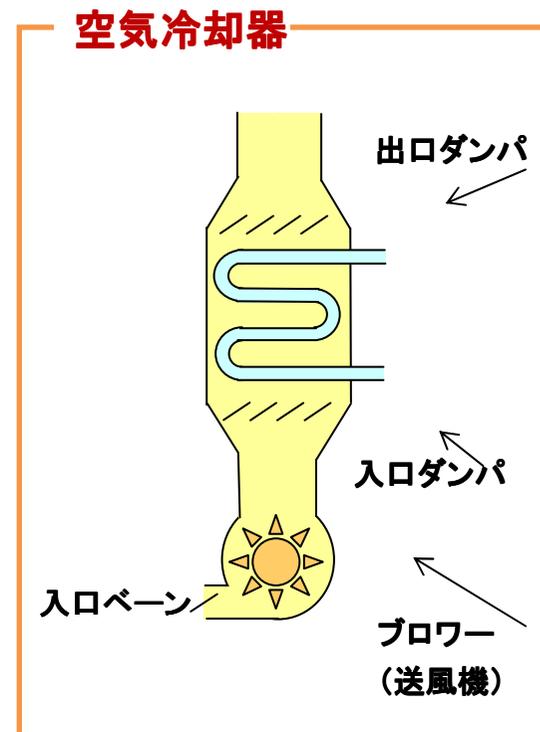
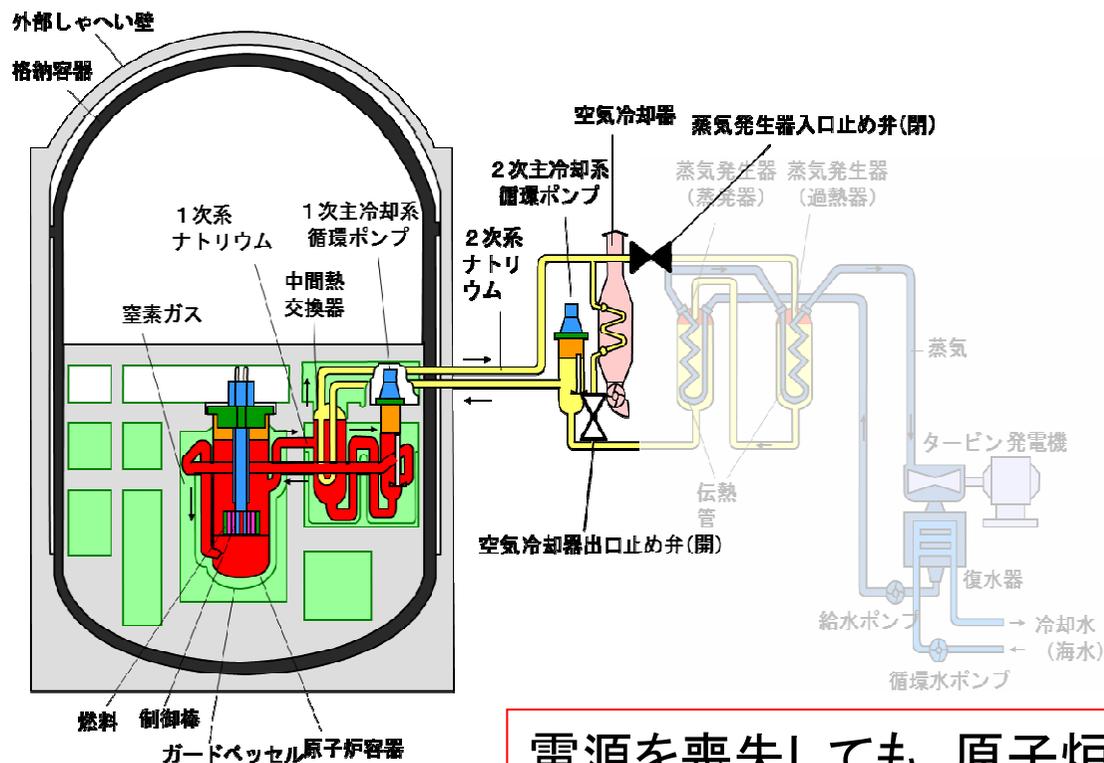
- ・電源の考え方ー恒設の必要容量と代替電源の必要性

「もんじゅ」の安全性に関する総合評価の結果
(第4回委員会)

電源を喪失しても、自然循環冷却が可能であり、
プラント及び炉心の制御・監視機能への給電が
喪失しても炉心は安定状態を維持可能である。

- もんじゅ炉心冷却の最終ヒートシンクは大気
- ポンプ等による強制循環に代えて自然循環冷却が可

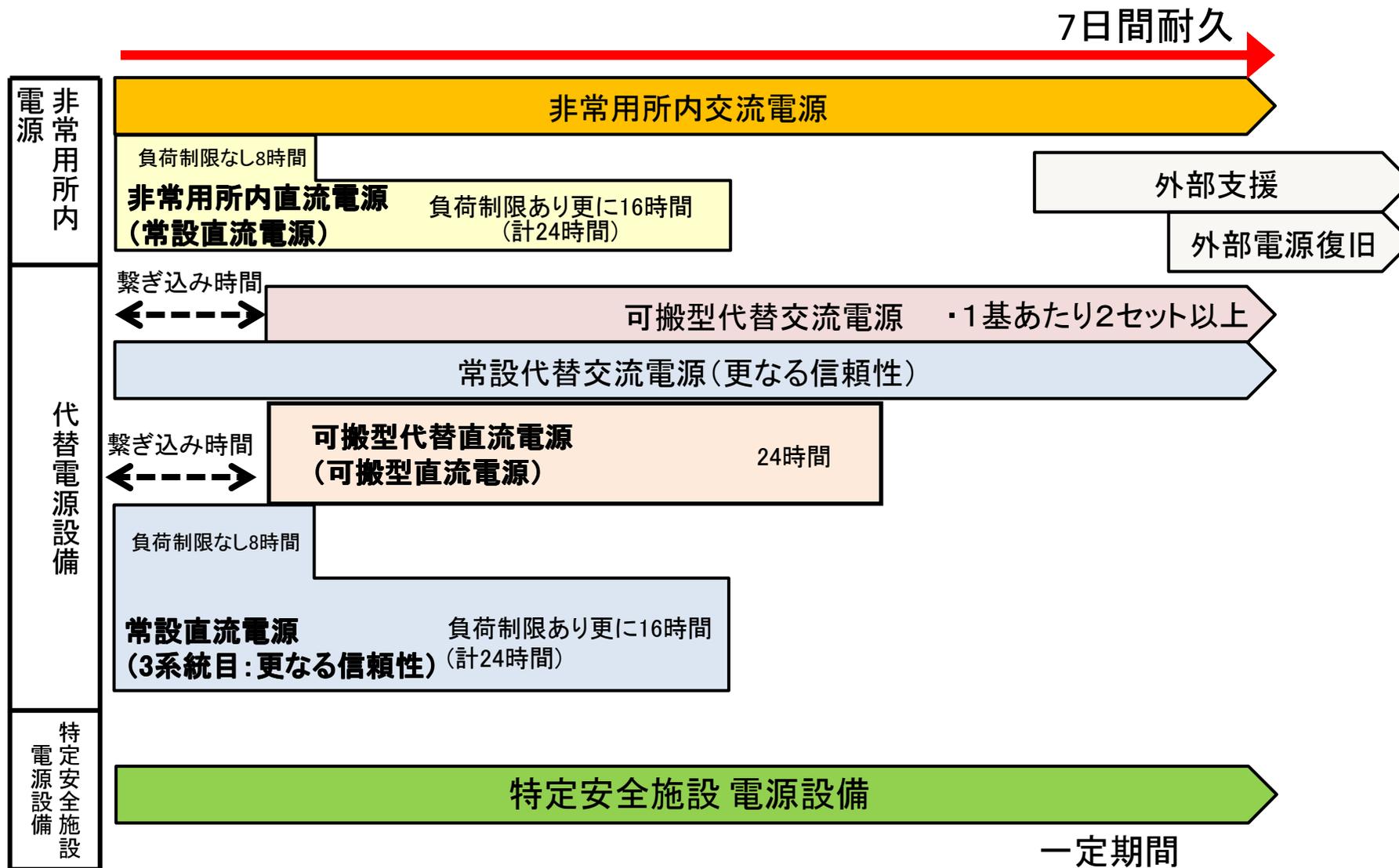
系統概要



電源を喪失しても、原子炉の冷却に必要な設備が健全であれば炉心燃料の重大な損傷に至らない。

3.新規制基準と安全対策の検討

(参考)新規制基準における電源容量要求のイメージ



4. 高速増殖炉の炉心損傷防止と格納機能の確保対策

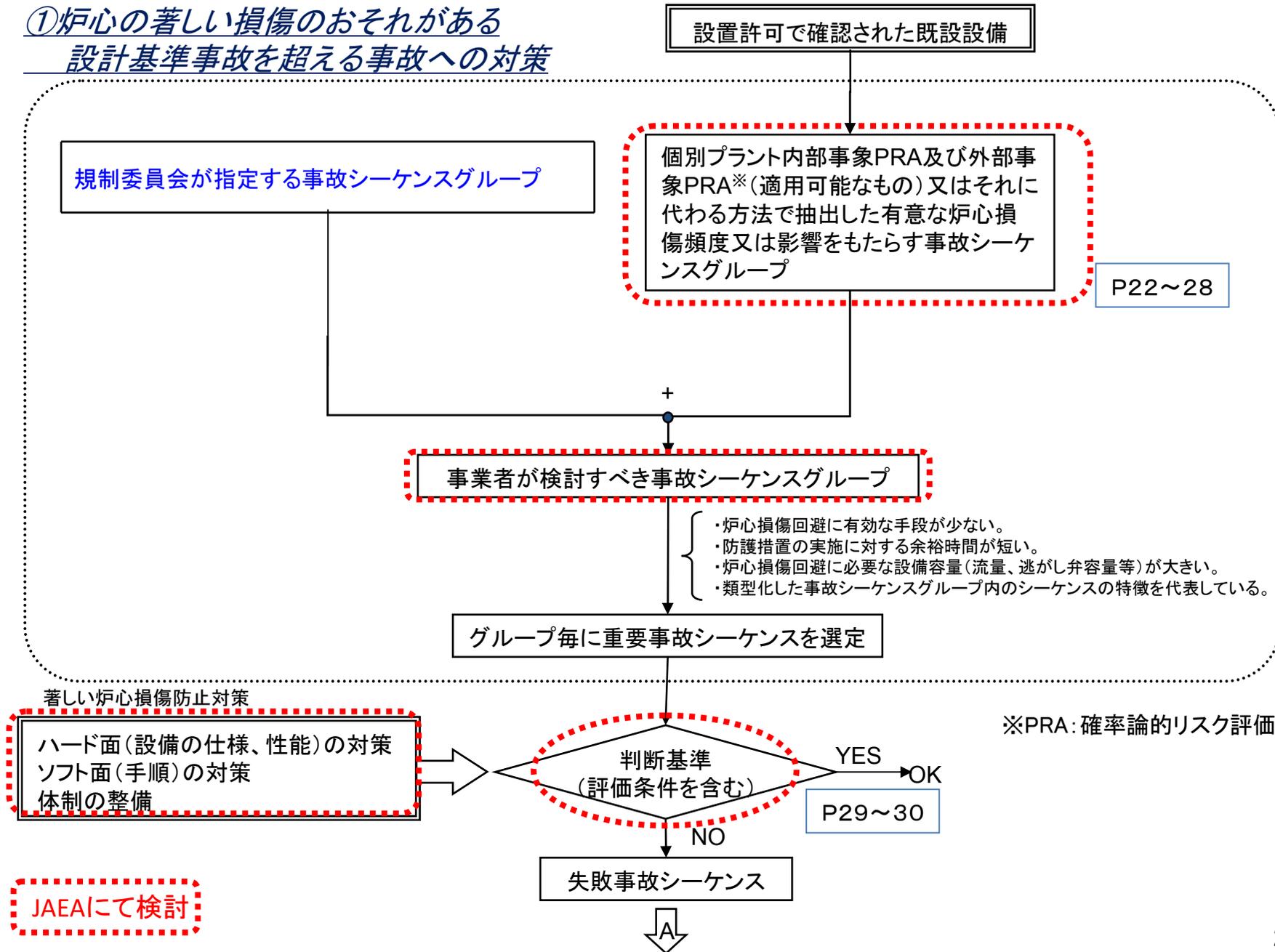
新規制基準におけるシビアアクシデント対策と評価のフローに準拠して、高速増殖炉の炉心損傷防止と格納機能の確保対策と評価方法を整理

炉心損傷防止と格納機能の確保対策と評価のためには、重要事故シーケンスグループを選定して評価を進める必要がある。
規制委員会から示された、平成24年11月9日 発電用軽水型原子炉の新安全基準に関する検討チーム 第3回会合資料2、新安全基準（シビアアクシデント対策）骨子案（平成25年2月6日）及び平成25年2月15日参考資料1-1に基き、SA対策・評価のフロー作成し、原子力機構は事業者としてそれらの検討を実施し、評価方法、判断基準等の検討を進めている。

4.高速増殖炉の炉心損傷防止と格納機能の確保対策

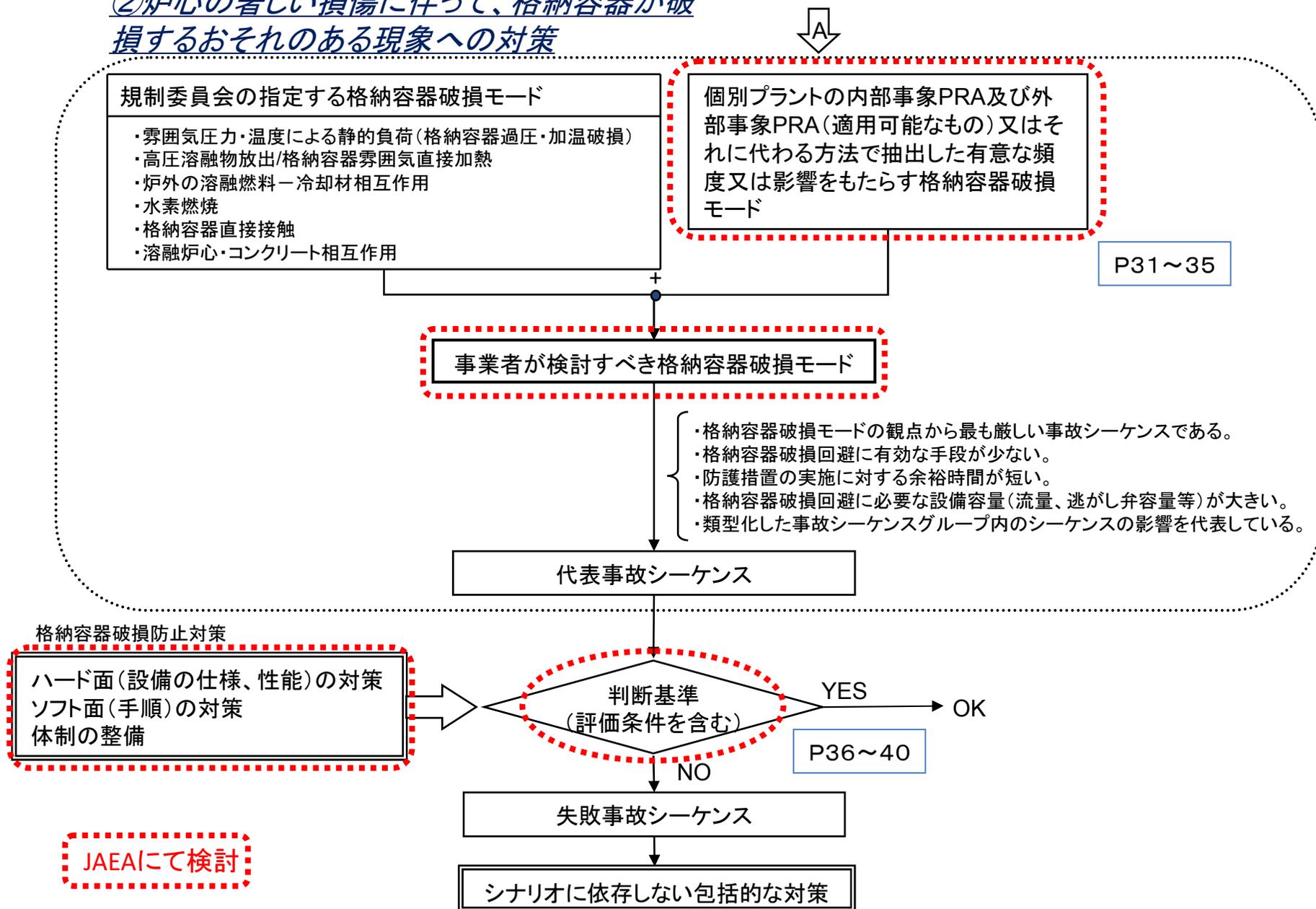
(1)原子力規制委員会におけるSA対策・評価のフロー(1/2)

①炉心の著しい損傷のおそれがある
設計基準事故を超える事故への対策



(1) 原子力規制委員会におけるSA対策・評価のフロー(2/2)

②炉心の著しい損傷に伴って、格納容器が破損するおそれのある現象への対策



4.高速増殖炉の炉心損傷防止と格納機能の確保対策

1) 著しい炉心損傷防止対策の検討

■ 著しい炉心損傷に至る事故シーケンスグループ候補の抽出

(1) 確率論的リスク評価結果から抽出 P24

(2) 従来の安全評価におけるもんじゅの(5)項事象^{※1}から抽出 P26

(3) ストレステストにおける地震・津波に対する耐震裕度評価から抽出 P27~28



○ 事故シーケンスの特徴を考慮し、事故シーケンスグループを設定 P29~30



○ 事故シーケンスグループの特徴を考慮し、重要事故シーケンスに対する対策を検討し、シビアアクシデントマネジメント(SAM)策を構築・評価 P29~30

※1: 「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」(一部改訂 平成13年3月29日 原子力安全委員会)にて評価が要求されている事象(以下、当該記述の抜粋)。

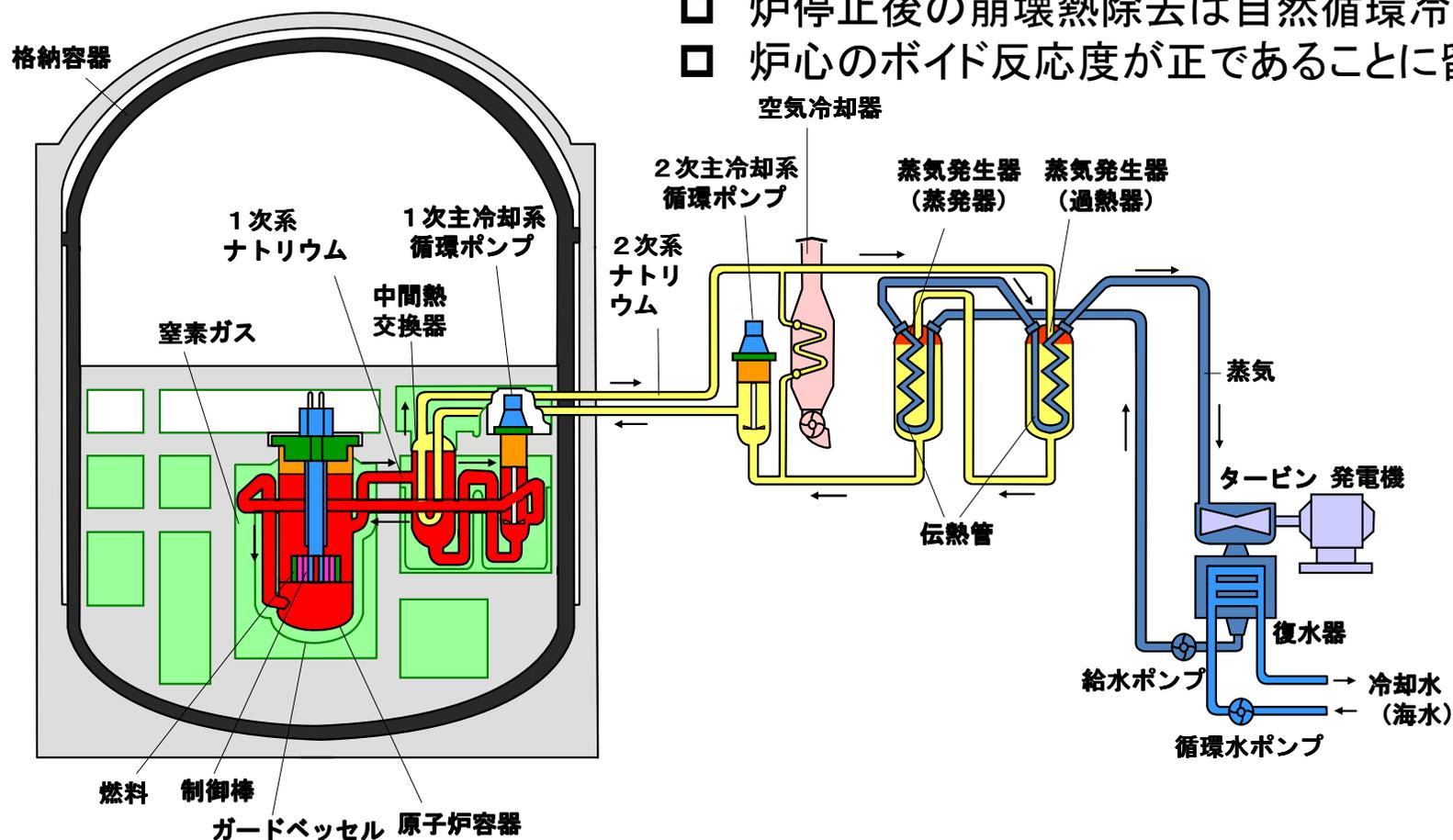
「事故」より更に発生頻度は低い結果が重大であると想定される事象については、LMFBRの運転実績が僅少であることに鑑み、その起因となる事象とこれに続く事象経過に対する防止対策との関連において十分に評価を行い、放射性物質の放散が適切に抑制されることを確認する。

4.高速増殖炉の炉心損傷防止と格納機能の確保対策

1) 著しい炉心損傷防止対策の検討

■ 炉心損傷に着目したもんじゅの安全上の特徴

- 1次系、2次系及び水-蒸気系からなる独立した冷却システムが3系統
- 低圧の冷却系、1次系では配管破損を想定してもガードベッセルにより液位確保
- 最終ヒートシンクは空気
- 炉停止後の崩壊熱除去は自然循環冷却により可能
- 炉心のボイド反応度が正であることを留意



4.高速増殖炉の炉心損傷防止と格納機能の確保対策

1) 著しい炉心損傷防止対策の検討

■ 著しい炉心損傷に至る事故シーケンスグループ候補の抽出(1 / 4)

(1) 確率論的リスク評価(内的事象)から抽出

	止める	冷やす	
炉心健全性維持に必要な安全機能	原子炉停止	炉心冷却 (原子炉容器液位確保)	炉心冷却 (崩壊熱除去)
安全機能の達成に必要な設備(設計基準内)	原子炉保護設備、 主炉停止系など	ガードベッセル、 原子炉カバーガス隔離など	補助冷却設備、 1次主冷却系など
事故シーケンスグループ	主炉停止系 機能喪失	原子炉容器液位 EsL[*]以上保持機能喪失	補助冷却設備 強制循環除熱機能喪失

設計基準の設備に対する確率論的リスク評価から得た炉心損傷頻度(すべてのSAM策が無いと仮定した場合の炉心損傷事故の発生頻度[CDF])から抽出

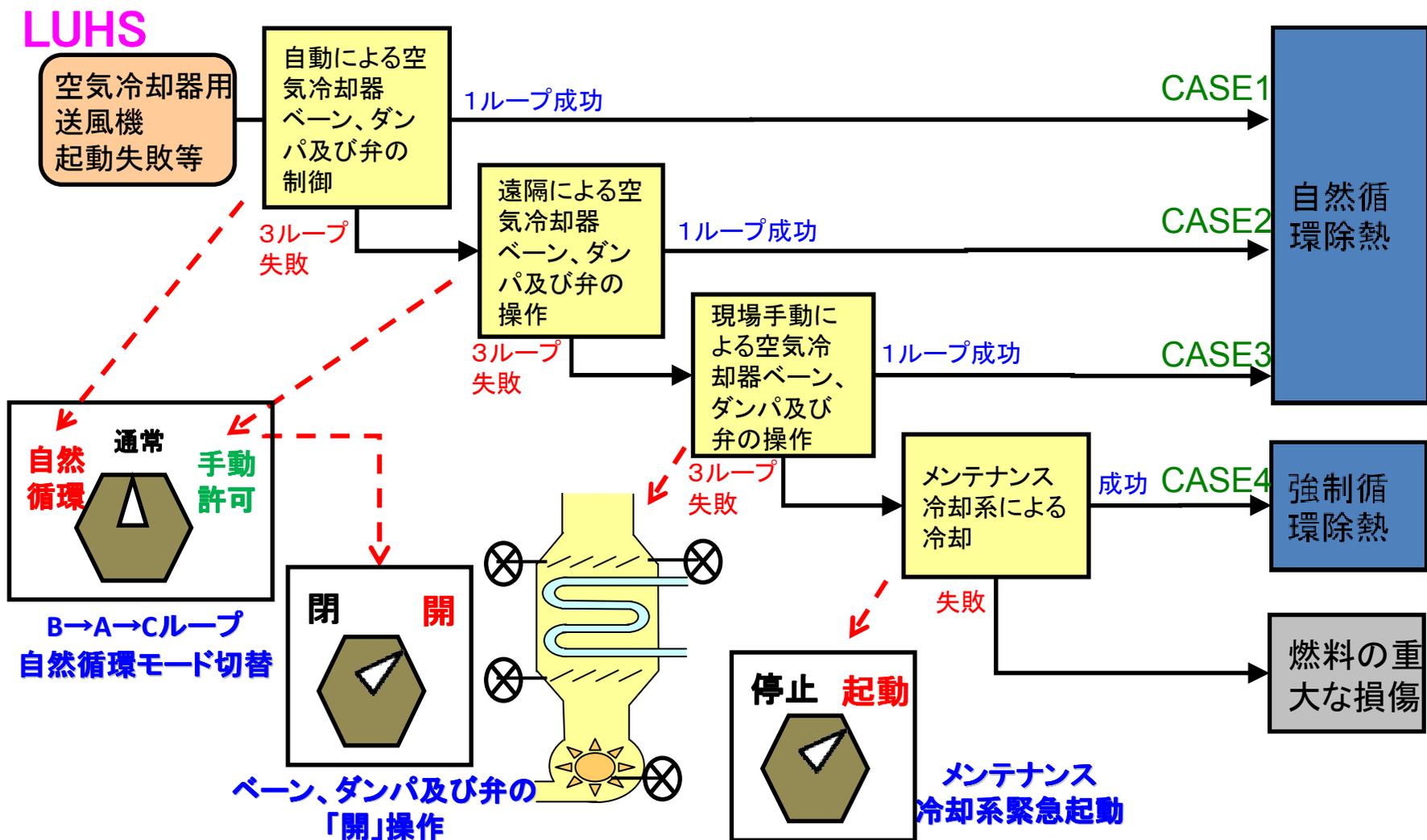


時間的猶予があり、自然循環等の多重の損傷防止対策が存在

※EsL: 原子炉容器の1次冷却材出口ノズルの上端より上方に適切な余裕を持たせたレベル

炉停止後の除熱機能喪失によって 重大な炉心損傷に至るイベントツリー

- 最終ヒートシンクの喪失 (LUHS) を起因事象とするイベントツリーでの燃料の重大な損傷に至る事象の過程



4.高速増殖炉の炉心損傷防止と格納機能の確保対策

1) 著しい炉心損傷防止対策の検討

■ 著しい炉心損傷に至る事故シーケンスグループ候補の抽出(2 / 4)

(2) 従来の安全評価におけるもんじゅの(5)項事象から抽出

- 局所的燃料破損事象⇒事故の影響度の観点から、原子炉停止失敗事象に包絡されると評価される。ここでは、従来の(5)項事象として影響を確認。
- 1次主冷却系配管大口徑破損事象⇒事故の頻度の観点からは、相対的に小さいと評価されるが、従来の(5)項事象として影響を確認。

- 1970年～1980年代、高速増殖炉開発各国は、設計基準を超えるシビアアクシデントとしての炉心損傷に関する研究開発を精力的に実施。
- 我が国では、1980年11月、当時の原子力安全委員会は「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」の中で、『「事故」より更に発生頻度は低い結果が重大であると想定される事象』(通称、(5)項事象)を設定。
- 「もんじゅ」は、安全審査時に、(5)項事象として炉停止失敗事象等について評価を実施し、その影響を格納できることを確認し、審査・認可済み。

	設計基準事象	設計基準外事象	
軽水炉	<div style="border: 1px solid black; padding: 5px; display: inline-block;">異常な過渡変化</div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; display: inline-block; margin-left: 20px;">事故</div>	<div style="border: 1px dashed black; padding: 5px; display: inline-block;">長時間SBO</div> <div style="border: 1px dashed black; padding: 5px; display: inline-block; margin-left: 20px;">その他のアクシデント マネジメント対象事象 (これまで自主保安)</div>	<div style="border: 1px solid black; padding: 5px;">(許認可審査済み) 進展速度が速く、運転員操作に期待できない原子炉停止失敗事象等</div>
高速炉 (もんじゅ)	<div style="border: 1px solid black; padding: 5px; display: inline-block;">異常な過渡変化</div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; display: inline-block; margin-left: 20px;">事故</div>	<div style="border: 1px dashed black; padding: 5px; display: inline-block;">SBO (自然循環除熱可能)</div> <div style="border: 1px solid red; padding: 5px; display: inline-block; margin-left: 20px;">(5)項事象</div> <div style="border: 1px dashed black; padding: 5px; display: inline-block; margin-left: 20px;">その他のアクシデント マネジメント対象事象 (これまで自主保安)</div>	<div style="border: 1px solid black; padding: 5px;">除熱に失敗し熱的損傷に至るが、進展速度が遅く運転員による対処が可能な事象</div>

1) 著しい炉心損傷防止対策の検討

■著しい炉心損傷に至る事故シーケンスグループ候補の抽出(3/4)

(3) -1 ストレステストにおける耐震裕度評価から抽出

- 炉心損傷に至る構造物破損(炉心損傷直結)
 - ・原子炉建物・原子炉補助建物などの構造損傷である。
 - 更なるSAM策は建物等の耐震性強化と評価される。

- 地震時主炉停止系機能喪失
 - ・耐震裕度が炉心損傷直結(上記)より大きいと評価されたことから、更なるSAM策は上記に含まれる。

1) 著しい炉心損傷防止対策の検討

■著しい炉心損傷に至る事故シーケンスグループ候補の抽出(4 / 4)

(3) -2 ストレステストにおける津波評価から抽出

□補助冷却設備強制循環除熱機能喪失

- ・津波高さ6.4mまでは、補助冷却設備による強制循環除熱が可能。
- ・津波高さ6.4mを超えて21mまでは、非常用電源の喪失により補助冷却設備による強制循環除熱機能を喪失するが、全交流電源喪失信号により自動的に自然循環除熱へ移行し炉心の健全性が維持される。
- ・津波高さ21mを超えると、ナトリウムを内包する設備が水との接触によって機能喪失する可能性が生じることから、保守的に全ての機器の機能が喪失すると仮定し、炉心損傷に至るとみなすが、設計津波高さに対して十分裕度があると評価される。

4.高速増殖炉の炉心損傷防止と格納機能の確保対策

1) 著しい炉心損傷防止対策の検討

SAM策を検討する事故シーケンスグループ、収束シナリオ及び判断基準(1/2)

事故シーケンスグループ	防止対策(SAM策)(実施済)	原子力規制委員会の評価フローに従った防止対策の有効性提示案		
		「著しい炉心損傷」の定義	収束シナリオ	判断基準
原子炉容器液位EsL以上保持機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> ○1次系高温保持操作 ○1次主冷却系サイフォンブレイク ○1次主冷却系ナトリウムの原子炉容器への補給 ○中央制御室でのメンテナンス冷却系緊急起動操作 等 	<p>(1)原子炉容器内の冷却材液位が1次主冷却系循環可能液位を下回り、さらに、冷却材バウンダリ最高温度が構造健全性の判断基準温度を超えた場合、または</p> <p>(2)原子炉容器内の冷却材液位が1次メンテナンス冷却系循環可能液位を下回った場合に、「著しい炉心損傷」に至ると判断する。</p>	<p>(1)原子炉容器内の冷却材液位が1次主冷却系循環可能液位を下回る以前に原子炉容器液位確保機能を回復し、その後安定に冷却できること、または</p> <p>(2)原子炉容器内の冷却材液位が1次主冷却系循環可能液位を下回った場合でも1次メンテナンス冷却系循環可能液位以上を確保し、その後安定に冷却できること。</p>	<p>原子炉容器内の冷却材液位が(1)に対して1次主冷却系循環可能液位以上であり、(2)に対して1次メンテナンス冷却系循環可能液位以上であること。さらに、冷却材バウンダリ最高温度が構造健全性の判断基準温度以下であること。</p>
補助冷却設備強制循環除熱機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> ○中央制御室での補助冷却設備自然循環移行操作(一括移行スイッチの設置) ○現場での補助冷却設備自然循環移行操作 ○補助冷却設備空気冷却器出口止め弁バイパス弁を3系統とも開とする操作 ○中央制御室でのメンテナンス冷却系緊急起動操作 等 	<p>冷却材バウンダリ最高温度が構造健全性の判断基準温度を超えた場合に、「著しい炉心損傷」に至ると判断する。</p>	<p>冷却材バウンダリ最高温度が構造健全性の判断基準温度を超過する以前に崩壊熱除去機能を回復し、その後安定に冷却できること。</p>	<p>冷却材バウンダリ最高温度が構造健全性の判断基準温度以下であること。</p>

4.高速増殖炉の炉心損傷防止と格納機能の確保対策

1) 著しい炉心損傷防止対策の検討

SAM策を検討する事故シーケンスグループ、収束シナリオ及び判断基準(2/2)

事故シーケンスグループ		防止対策(SAM策)(実施済)	原子力規制委員会の評価フローに従った防止対策の有効性提示案		
			「著しい炉心損傷」の定義	収束シナリオ	判断基準
主炉停止系機能喪失	(流量喪失時)	<ul style="list-style-type: none"> ○後備炉停止系(自動挿入) ○原子炉手動トリップ ○代替炉停止機能の追加 ○制御棒保持電源のしゃ断 ○制御棒駆動機構駆動軸の挿入 	炉心部の冷却材最高温度が沸点を超えた場合に、「著しい炉心損傷」に至ると判断する。	冷却材が沸騰する以前に原子炉トリップし、その後安定に冷却できること。	炉心部の冷却材最高温度が沸点未満であること。
	(過出力時)		燃料断面溶融割合が基準値を上回った場合を、「著しい炉心損傷」と定義する。	燃料断面溶融割合が基準値を上回る以前に原子炉トリップし、その後安定に冷却できること。	燃料断面溶融割合が範囲を超えないこと。
	(除熱源喪失時)		冷却材バウンダリ最高温度が構造健全性の判断基準温度を超えた場合、または、炉心部の冷却材最高温度が沸点を超えた場合に、「著しい炉心損傷」に至ると判断する。	冷却材バウンダリ最高温度が構造健全性の判断基準温度を超過する以前で、かつ冷却材が沸騰する以前に原子炉トリップし、その後安定に冷却できること。	冷却材バウンダリ最高温度が構造健全性の判断基準温度以下であること、かつ、炉心部の冷却材最高温度が沸点未満であること。

従来の(5)項事象として確認

事故シーケンスグループ		防止対策(SAM策)(実施済)	原子力規制委員会の評価フローに従った防止対策の有効性提示案		
			「著しい炉心損傷」の定義	収束シナリオ	判断基準
局所的燃料破損	○破損燃料検出装置の設置	冷却形状が維持できない損傷状態を「著しい炉心損傷」と定義する。	燃料破損が局所に限定され、炉心の大規模な損傷に至らずに原子炉トリップし、その後安定に冷却出来ること。	冷却が可能な流路が確保されること。	
1次主冷却系大口径破損	<ul style="list-style-type: none"> ○ガードベッセル内仕切構造の設置 ○ガードベッセル上端溢流回収路の設置 ○1次主冷却系循環ポンプトリップ遅延機能の付加 	冷却形状が維持できない損傷状態を「著しい炉心損傷」と定義する。	「原子炉容器ナトリウム液位低」信号により原子炉トリップし、その後安定に冷却できること。	冷却が可能な流路が確保されること。	

4.高速増殖炉の炉心損傷防止と格納機能の確保対策

2) 格納容器破損防止対策の有効性の評価

■ 候補となる格納容器破損モードの抽出

検討すべき格納容器破損モード、収束シナリオ及び判断基準

(1) 高速炉の内の事象PRAから抽出 P33

(2) 軽水炉を対象とした破損モード検討状況から抽出 P34



○ 格納容器破損モードの特徴を考慮し、格納容器破損モードに対する対策を検討し、格納容器破損防止対策を構築・評価 P36~37

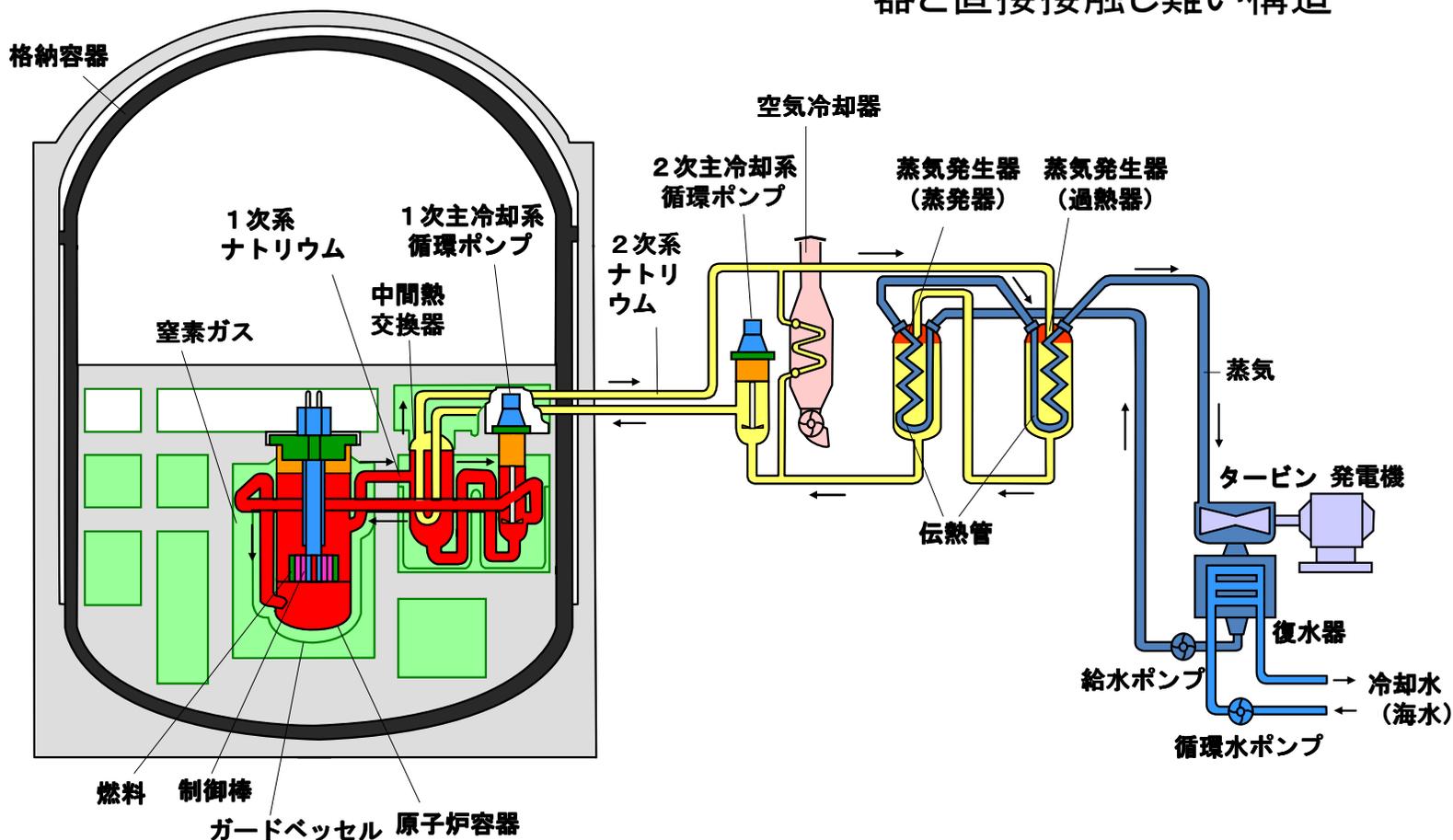


○ 格納容器破損モード毎に代表的事故シーケンスを選定して評価中 P38~40

2) 格納容器破損防止対策の有効性の評価

■もんじゅの格納機能に関する安全上の特徴

- 相対的に大きな格納容器空間により格納容器内の温度・圧力上昇が抑制される
- 低圧の冷却系(ナトリウムの沸点が高い)
- コンクリートが厚く、溶融炉心物質が格納容器と直接接触し難い構造



2) 格納容器破損防止対策の有効性の評価

■候補となる格納容器破損モードの抽出(1/3)

(1)内的事象PRAから抽出

- 「もんじゅ」の格納容器機能喪失頻度は 10^{-9} /炉年オーダー以下という十分に低いレベル。
- 内的事象PRAの結果を踏まえ、格納バウンダリの健全性を喪失する可能性のあるモードを検討対象として抽出。

格納バウンダリの健全性喪失モード	説明	格納容器機能喪失の起因となる事象
ナトリウム燃焼による格納容器過圧破損	格納容器床上でのナトリウムスプレイ燃焼に伴う圧力上昇によって、格納容器の貫通部及び機器搬入口またはドーム部が破損する。	原子炉停止失敗(流量喪失時)事象時のナトリウムスプレイ燃焼
水素燃焼による格納容器過圧破損	格納容器床上での水素蓄積燃焼に伴う圧力上昇によって、格納容器の貫通部に破損が生じる。	崩壊熱除去失敗又は原子炉容器液位確保失敗事象時のナトリウム-コンクリート反応、デブリ-コンクリート反応による水素燃焼 原子炉停止失敗(流量喪失時)事象時のナトリウム-コンクリート反応による水素燃焼
格納容器バイパス	崩壊熱除去機能喪失時に中間熱交換器の1次・2次境界と格納容器外の2次系境界が破損し、格納容器のバイパス経路が形成される。	崩壊熱除去失敗事象

4.高速増殖炉の炉心損傷防止と格納機能の確保対策

2) 格納容器破損防止対策の有効性の評価

■ 候補となる格納容器破損モードの抽出(2/3)

(2) 軽水炉を対象とした破損モード検討状況から抽出

- 規制庁における軽水炉を対象とした格納容器破損モードの検討状況を参照
- 高速増殖炉への該否を検討の上、考慮すべきモードを抽出

軽水炉で検討対象とされる格納容器破損モード※	左記で想定される現象※	左記のモードの高速増殖炉への該否(○/×) ＜理由＞
(1) 雰囲気圧力・温度による静的負荷	熱や化学反応により発生した蒸気、非凝縮性ガスなどの蓄積により、格納容器内の雰囲気圧力・温度が緩慢に上昇し格納容器が破損	○ ＜崩壊熱除去機能が喪失した場合の冷却材ナトリウムの沸騰、ナトリウム蒸気による過温・過圧が生ずる場合が考え得る＞
(2) 高圧溶融物放出 ／格納容器雰囲気直接加熱	原子炉圧力容器が高い圧力の状態で損傷すると、溶融物や蒸気・水素が急速に放出され、格納容器に熱的・機械的な負荷が発生して格納容器が破損	× ＜内圧が高い状態で原子炉容器が溶融貫通するシーケンスは無いと評価される＞
(3) 溶融燃料-冷却材相互作用 (FCI)	溶融物と格納容器内の冷却材が接触して蒸気爆発や圧力の急上昇が生じる可能性がある。この時に発生するエネルギーが大きい場合に構造物が破壊され、その破片で格納容器が破損	× ＜ナトリウムは沸点が高いためにサブクール度が大きく、FCI時に大きなエネルギーの発生の可能性は小さいと評価される＞
(4) 水素燃焼	格納容器の雰囲気に酸素のような反応性のガスが混在している場合に、水素と反応することにより激しい燃焼が生じ、格納容器が破損	○ ＜誘導拡散燃焼、爆燃による負荷要因、長期的な圧力負荷要因が生ずる場合が考え得る＞
(5) 格納容器直接接触	原子炉圧力容器内の溶融物が格納容器内へ流れ出す時に、溶融物が格納容器の壁に接触する場合がある。溶融物からの伝熱によって、格納容器ライナー一部が溶融貫通。あるいは高温・高圧の状況下で格納容器が破損。	× ＜堅牢な生体遮へい壁や、厚い床コンクリート等により、溶融物の格納容器壁への接触可能性は小さいと評価される＞
(6) 溶融炉心・コンクリート相互作用	溶融物とコンクリートが接触すると、崩壊熱や化学反応によってコンクリートが浸食され、水素や一酸化炭素等の非凝縮性ガスや水蒸気が多量に発生する。これにより、格納容器雰囲気の温度・圧力が上昇。また、格納容器床のコンクリートが浸食されて貫通。	○ ＜炉心デブリ及びナトリウムとコンクリートとの相互作用、化学反応が生ずる場合が考え得る＞
(7) 格納容器バイパス	蒸気発生機伝熱管破損、インターフェイスシステムLOCA(別途、炉心損傷防止対策として考慮される)	○ ＜崩壊熱除去失敗時に1次及び2次冷却系が高温になり、IHxの1次/2次境界及び2次系が破損する場合が考え得る＞

2) 格納容器破損防止対策の有効性の評価

■候補となる格納容器破損モードの抽出(3/3)

抽出された格納容器破損モード

□ 内的事象PRA及び軽水炉を対象とした検討状況を参照して抽出された格納容器破損モード：以下の5モード

- 雰囲気気圧力・温度による静的破損
- ナトリウム燃焼による格納容器過圧破損
- 水素燃焼による格納容器過圧破損
- 溶融炉心・コンクリート相互作用及びナトリウム・コンクリート反応
- 格納容器バイパス

2) 格納容器破損防止対策の有効性の評価

■検討すべき格納容器破損モード、収束シナリオ及び判断基準(1/2)

格納容器破損モード	「格納容器破損」防止対策	原子力規制委員会の評価フローに従った防止対策の有効性提示案		
		「格納容器破損」の定義	収束シナリオ	判断基準
(1) 雰囲気圧力・温度による静的負荷	○大きな格納容器の表面積を利用した外部空気冷却	崩壊熱除去機能が喪失した場合に冷却材ナトリウムの沸騰やナトリウム蒸気による長期的な過温・過圧が格納容器の限界温度／圧力を超えること。	格納容器の自然冷却により、格納容器の過温・過圧が防止される。	以下のいずれも満たすこと。 ①格納容器バウンダリ温度は限界温度以下。 ②格納容器バウンダリ圧力は限界圧力以下。 ③放射性物質の総放出量は制限値を満足すること。
(2) ナトリウム燃焼による格納容器過圧破損	○遮へいプラグボルト等によるナトリウム噴出量の抑制 十分な容積の格納容器	格納容器床上でのナトリウムスプレイ燃焼に伴う温度・圧力上昇によって、格納容器の貫通部及び機器搬入口またはドーム部において限界温度／圧力を超えること。	格納容器内の十分な容積の効果により、ナトリウム燃焼に伴う格納容器の温度・圧力上昇が十分に抑制される。	※限界温度・限界圧力は、格納容器本体及び格納容器貫通部の破損を防止する観点から別途定める。
(3) 水素燃焼による格納容器過圧破損	○漏えいしたナトリウムの流出・拡大防止による水素発生抑制	格納容器床上での水素燃焼に伴う圧力上昇によって、格納容器への負荷が限界圧力を超えること。	ナトリウム環境特有の誘導拡散燃焼による水素消費効果等により、格納容器内の水素を含む可燃性ガスが爆轟条件に至ることが回避される。	以下のいずれも満たすこと。 ①水素を含む可燃性ガスが爆轟条件に至らないこと。 ②格納容器バウンダリの圧力は限界圧力以下。 ③放射性物質の総放出量は制限値を満足すること。 ※限界圧力は、格納容器本体及び格納容器貫通部の破損を防止する観点から別途定める。

2) 格納容器破損防止対策の有効性の評価

■検討すべき格納容器破損モード、収束シナリオ及び判断基準(2/2)

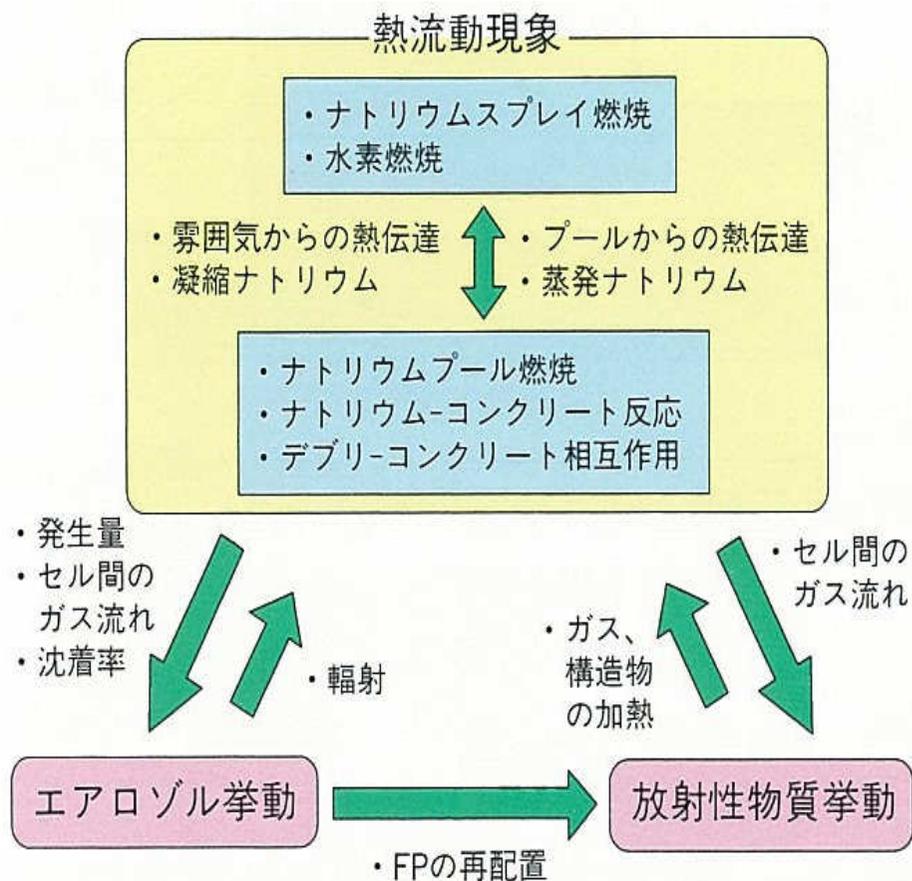
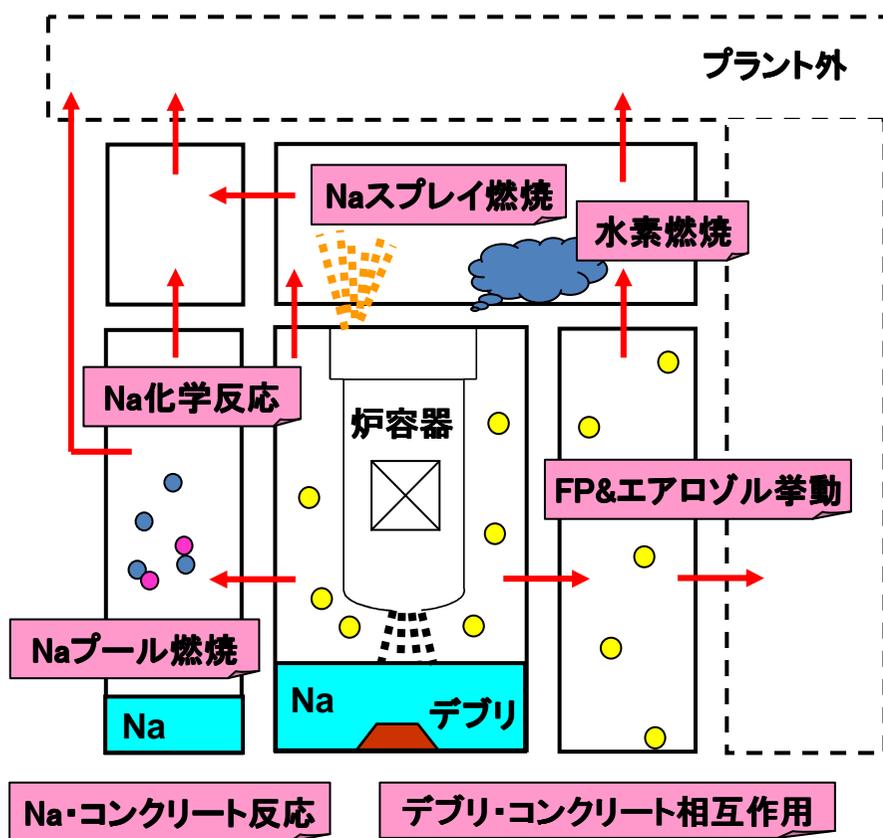
格納容器破損モード	「格納容器破損」防止対策	原子力規制委員会の評価フローに従った防止対策の有効性提示案		
		「格納容器破損」の定義	収束シナリオ	判断基準
(4) 溶融炉心・コンクリート相互作用及びナトリウム・コンクリート反応	○漏えいしたナトリウムによるデブリ冷却と十分な厚みのコンクリート	溶融炉心及びナトリウムがコンクリートと接触することによりコンクリートが浸食され、格納容器に達することによって格納容器が溶融または腐食貫通すること。あるいは生成ガスや蒸気による格納容器雰囲気温度・圧力上昇で格納容器の限界温度/圧力を超えること。	コンクリートの浸食が進み、貫通しないように、デブリ周辺構造物の熱容量と相まって浸食が進まない温度以下に冷却される。 (温度・圧力上昇についての収束シナリオは、「雰囲気圧力・温度による静的負荷」の収束シナリオに含まれる。)	①格納容器が溶融炉心による浸食によって溶融または腐食貫通しないこと。 ②格納容器バウンダリ圧力は限界圧力以下。 ③格納容器バウンダリ温度は限界温度以下。 ※限界温度・限界圧力は、格納容器本体及び格納容器貫通部の破損を防止する観点から別途定める。
(5) 格納容器バイパス	○原子炉カバーガス等バウンダリからの漏えい・減圧	崩壊熱除去失敗時に1次及び2次冷却系が高温になり、中間熱交換器の1次/2次境界及び格納容器外の2次系バウンダリが破損すること。	1次系が先行的に減圧されることにより、格納容器バイパスに至らない。	格納容器バイパスが生じないこと。

代表的事故シーケンスを選択して、
格納容器内事象解析コードを用いた評価を実施中

崩壊熱除去機能喪失事象解析例(1)

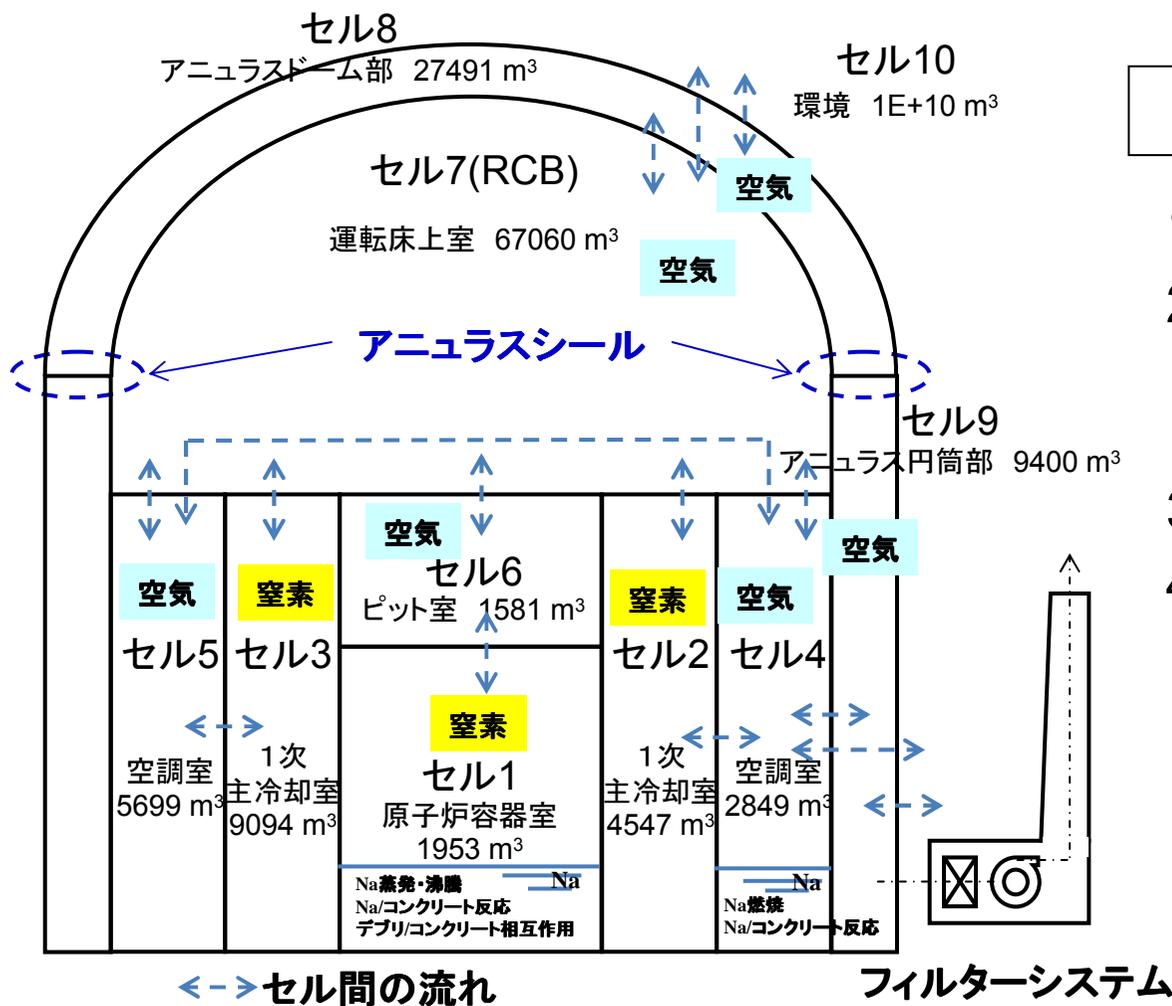
格納容器内事象解析コードCONTAIN/LMRの概要

- 米国SNLと日欧協力のもとで開発
- 格納容器内を複数セルでモデル化し、化学反応と熱・物質移行挙動を計算する一点近似コード



崩壊熱除去機能喪失事象解析例(2)

解析体系と主な解析条件例



解析条件

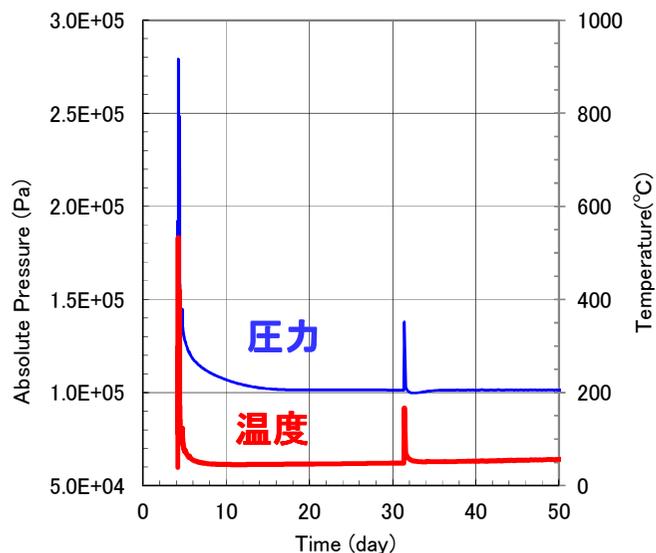
- 1) 運転状態: 100%出力運転
- 2) 炉容器(全炉心)メルトスルー
→Na漏洩量: 約510トン
- 3) 格納容器漏洩率: 1(%/day)
- 4) 炉容器室でのデブリ-コンクリート相互作用: Naによるデブリ冷却効果を見逃して計算

解析体系(10セル)

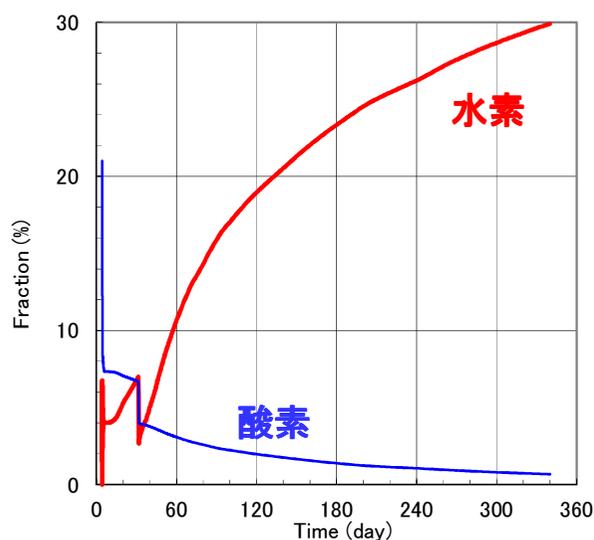
(注: 体積は暫定値)

崩壊熱除去機能喪失事象解析例(3)

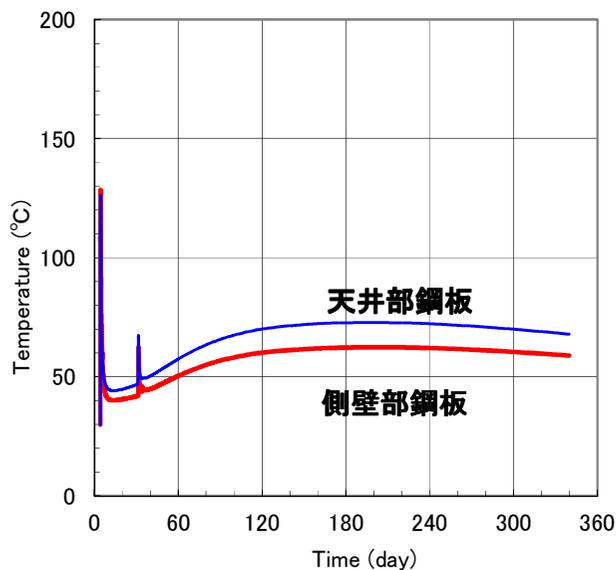
保守的な条件による解析の例



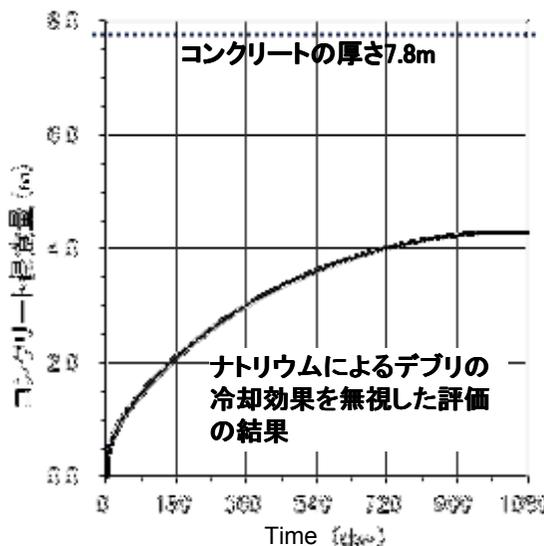
格納容器床上の圧力と雰囲気温度



格納容器床上のガス濃度



格納容器床上の構造材温度



炉容器室でのデブリ-コンクリート相互作用によるコンクリート侵食量

・デブリ-コンクリート相互作用による炉容器室コンクリート侵食深さは保守的な評価結果であるが、コンクリートを貫通することなく、自然停止

・発生した水素が主に格納容器床上で同日及びその30日後に燃焼して格納容器内圧力及び格納容器雰囲気温度が上昇する。ただし、簡易応力評価結果によると、この圧力、温度では格納容器に有意な塑性ひずみは生じない

・その後はデブリ-コンクリート相互作用に伴う発生水素が加わって格納容器内に蓄積し、格納容器内床上の水素濃度が上昇(酸素濃度が低いため燃焼しない[蓄積燃焼の条件:水素濃度4%以上、酸素濃度5%以上])

5. 安全確保対策の継続的な改善

事故教訓を踏まえ、安全確保対策を継続的に改善していく観点から、シビアアクシデントマネジメント策の継続的改善の方法を提案

5. 安全確保対策の継続的な改善

シビアアクシデントマネジメント策の充実と継続的な改善

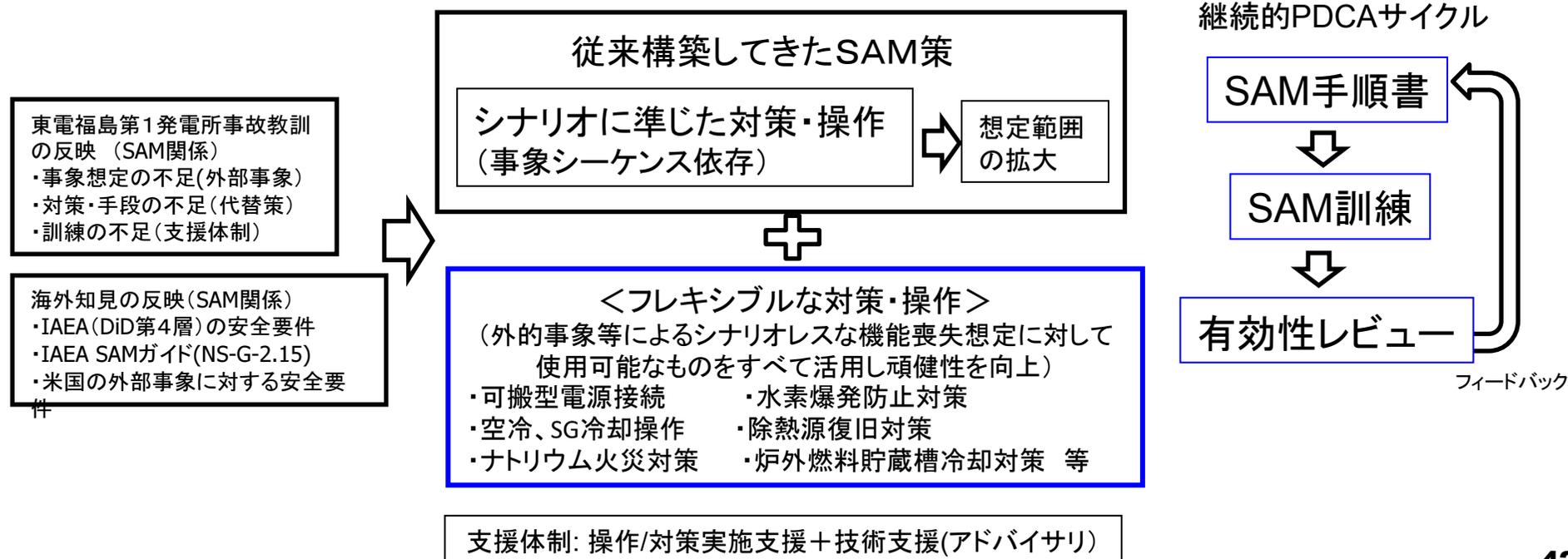
●シビアアクシデントマネジメント策(SAM策)の充実と訓練・運用

【目的】SAM策に関する運転員等の操作等の習熟を高め、安全性の向上を図るとともに、それらの経験を知識化し、技術継承が可能な体系化を図る。

【方法】SAM策における運転員等の操作・対策の実施手順について、「もんじゅ」運転員等による訓練・運用を実施し、運転手順を含めたSAM策の継続的な改善を図るとともに、**経験・知識の集約**を図る。

これらの適用については、「もんじゅ」は、研究開発段階炉であることを考慮し、段階的な改善をはかっていく。

【実施内容】事故教訓を反映したSAM策の整備と訓練とPDCAサイクル手法の構築



まとめ

高速増殖炉の安全確保の考え方を整理し、「もんじゅ」の新規制基準への適合性について検討した。

- 東京電力福島第一原子力発電所事故を踏まえて、事故教訓の反映の観点から、高速増殖炉の安全確保の考え方を再構築した。
- 原子力規制委員会が検討している新規制基準(案)に対して、合理性のある提言・コメントを行うとともに、「もんじゅ」での必要な対策を検討していく。
- 高速増殖炉の炉心損傷防止と格納機能の確保対策を確認するとともに、安全評価のための重要事故シーケンスグループと判断基準を整理した。
- シビアアクシデント対策を含めた安全対策の継続的な改善に努めていく。

(参 考)

東京電力福島第一原子力発電所は、シビアアクシデント対応方策 (AM策)を整備していた。



地震、津波でも有効に機能したか、IAEAに対する政府報告書 (H23.6)*に基き、整理した。

*: 報告書「XII章 現在までに得られた事故の教訓」のうち、シビアアクシデントに関連する項目を整理した。



分類	項目	東電福島第一原子力発電所事故の内容
1.シビアアクシデント防止策	(1) 地震・津波への対策	・想定を超える14～15m規模の津波で海水ポンプ等が損傷し、非常用ディーゼル発電機の電源や原子炉補機冷却機能の確保ができなくなった。
	(2) 電 源	・配電盤等の電気設備が冠水し、必要な安全系の設備に電源が供給できなくなった。
	(3) 原子炉及び格納容器の確実な冷却機能	・海水ポンプの機能喪失により原子炉停止後の最終の熱の逃し場(最終ヒートシンク)を喪失した。
	(4) 使用済燃料プールの確実な冷却機能	・電源の喪失により、使用済燃料プールの冷却ができなくなった。 ・使用済燃料池は、炉心事故に比べてリスクが小さいとして、代替注水等の措置が考慮されてこなかった。
	(5) AM対策	・AM策は、整備されていたが、有効に機能したものは一部(消火水系から原子炉への代替注水など)に留まった。
	(7) 原子力発電施設の配置等の基本設計上の考慮	・使用済燃料プールが原子炉建物の高い位置にあったため、対応が困難になった。
	(8) 重要機器施設の水密性	・補機冷却海水ポンプ、非常用ディーゼル発電機、配電盤等の多くの設備が冠水し、電源供給、冷却水供給に支障をきたした。

分類	項目	東電福島第一原子力発電所事故の内容
2.シビアアクシデントの影響緩和策	(1) 水素爆発防止対策	・原子炉建物で水素が原因と見られる爆発が発生した。
	(2) 格納容器ベントシステム	・格納容器ベントシステムの操作性に問題があり、有効に活用できなかった。
	(3) 事故対応環境	・中央制御室の放射線量が高くなり、一時運転員が立ち入れなくなった。
	(4) 事故時の放射線被ばくの管理体制	・津波により、多くの個人線量計、線量読み取り装置が冠水により使用できなくなり、適切な放射線管理が困難になった。
	(5) シビアアクシデント対応の訓練	・原子力発電所における事故収束の対応や関係機関の的確な連携を実現するための実効的な訓練が十分に行われてこなかった。
	(6) 原子炉及び格納容器などの計装系	・十分には働かず、重要な情報を迅速かつ的確に把握することが出来なかった。
	(7) 緊急対应用資機材の集中管理とレスキュー部隊	・事故当初は、周辺にも地震・津波の被害が発生していたために緊急対应用資機材、レスキュー部隊の動員を迅速、かつ十分に行うことができなかった。

教訓* シビアアクシデント対応方策を整備していたが、うまく機能しなかった。

教訓①: 想定を超える長時間にわたる全交流電源喪失が発生

教訓②: 原子炉以外に大量の燃料が存在する施設に対する配慮が不十分

教訓③: 作業環境の悪化想定が不十分

事故以前に整備したAM策及び緊急安全対策を東電福島第一原子力発電所の教訓に基き、点検する。(ナトリウム冷却高速増殖炉の特徴を考慮)

*: 現時点で得られている教訓であり、今後の事故の原因究明で見直すこともある。

ナトリウム冷却高速増殖炉の特徴

- ① 熱輸送効果の高いナトリウムを冷却材に使用している。
 - 冷却システムは、高温・低圧である。冷却材流路が確保されれば、自然循環により長時間にわたり炉停止後の炉心冷却が可能である。しかも最終ヒートシンク（熱の逃し場）は、海水ではなく大気である。
 - 地震バックチェック評価*から、冷却材流路を構成する設備には余裕があることから、冷却材ナトリウムの漏えいは、生じない。
- ② ナトリウムは、化学的に活性である。
 - ナトリウムが漏えいすると空気中で燃える。

事故以前に整備したAM策の点検

AM策は、フォールトツリー及びイベントツリーを使ったPSAを行い、事故前から整備されている。設計想定を超えて、ナトリウムが漏えいした場合の炉心冷却対策は、すでに講じられている。AM策を事故の教訓に照らして点検した。

教訓①: もんじゅは、自然循環が可能なることから、全交流電源喪失時のAM策をすでに整備しており、長時間にわたり炉心冷却が可能である。

教訓②: 使用済み燃料に対するAM策は、整備していなかった。(事故後の緊急安全対策で使用済み燃料の冷却に関するAM策が講じられた。)

教訓③: 内の事象に対するAM策であることから、実施に際して作業環境の悪化を十分考慮していなかった。

*: 平成22年3月12日高速増殖原型炉もんじゅ「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の改訂に伴う耐震安全性評価結果報告書 改訂(補正)

緊急安全対策の点検

緊急安全対策をナトリウム冷却高速増殖炉の特徴を照らして点検した。その結果、

教訓①: ナトリウム冷却高速増速炉では、長時間にわたり全交流電源が喪失しても、冷却材流路が確保されれば自然循環により、炉心の崩壊熱を除去できることを確認した。しかしながら、一層の安全を確保するため、代替電源を準備する。

教訓②: もんじゅには、原子炉以外に大量の燃料が存在する施設として炉外燃料貯蔵槽及び燃料池がある。このことから、炉外燃料貯蔵槽及び燃料池に対するAM策を整備していることを確認した。

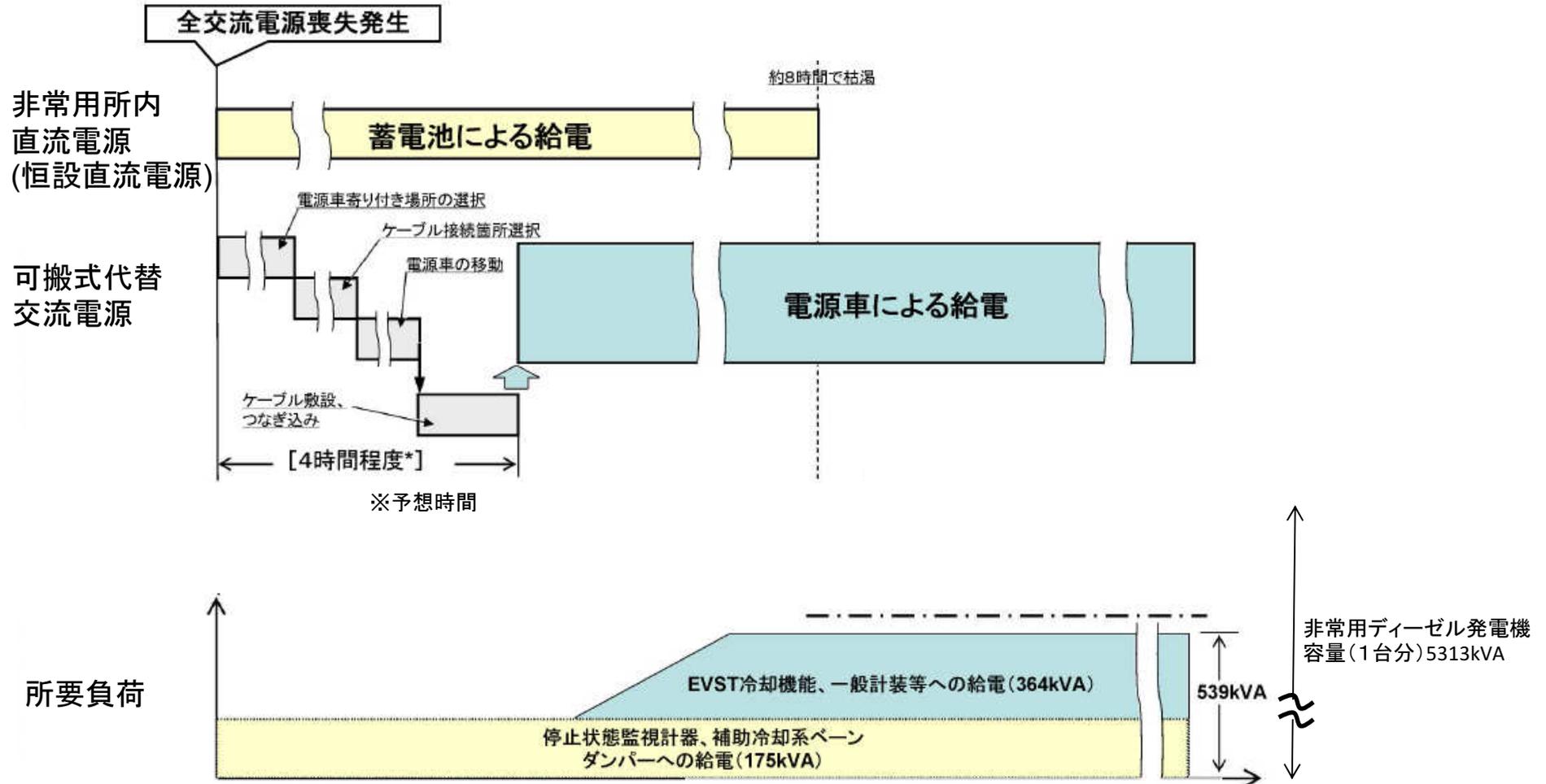
教訓③: 緊急事態に対応するための要員確保、通信手段の多様化等、作業環境悪化に対する対策が講じられていることを確認した。

以上、高速炉としての特徴を考慮しても、緊急安全対策が有効であることを確認しました。

なお、冷却材として使用しているナトリウムは、化学的に活性であり、漏れ出すと空気中で燃えることから、安全性をさらに向上させるため、今後、自然循環時にナトリウム漏えいが発生した場合の影響に関する検討を進めていく。

(参考) これまでに実施したもんじゅの電源対策

(5) 電源の確保対策の強化(電源車による電源応急復旧:つづき)



ただし、もんじゅは、電源が無くても自然循環により炉心からの除熱が可能